

Melmer



KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH GmbH

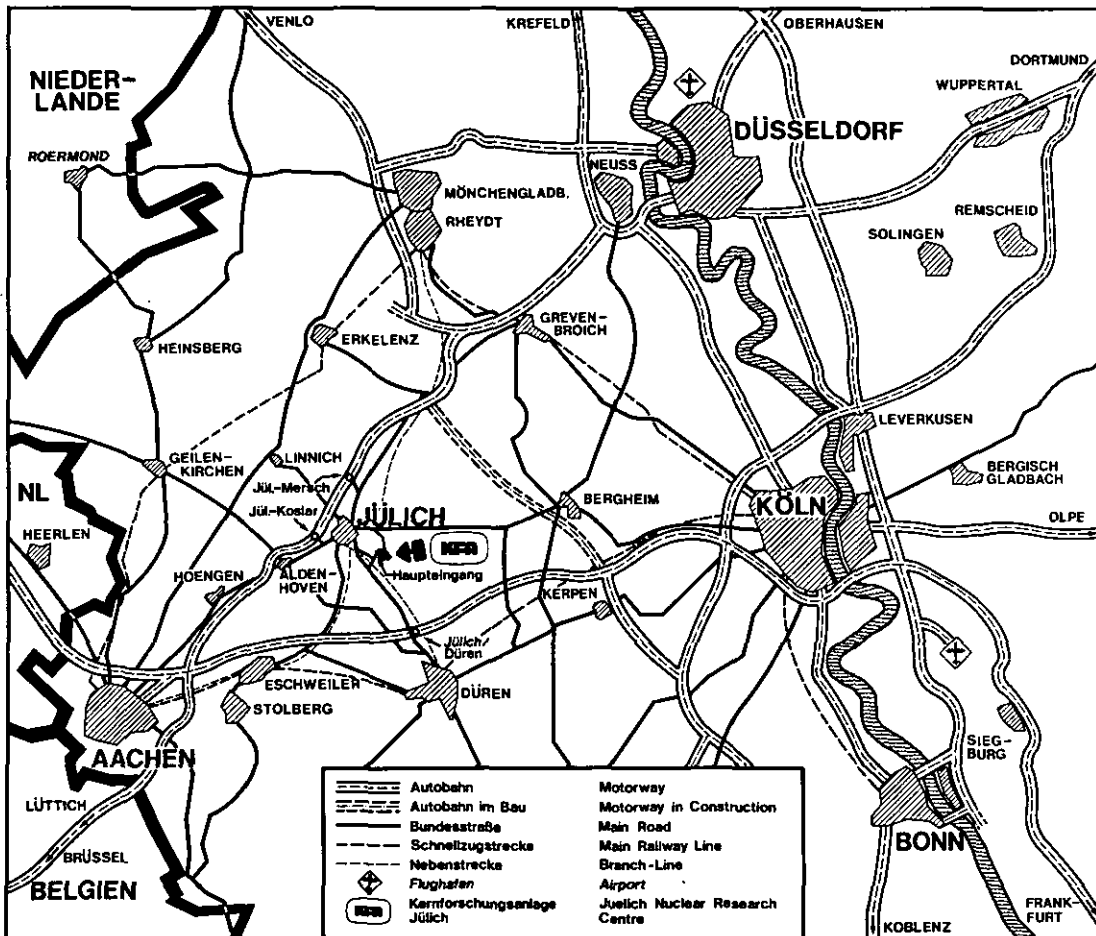
638₂

GSB - KOLLOQUIUM

**anlässlich der offiziellen Inbetriebnahme
des KFA/KWU/CEN - Bestrahlungsexperimentes
He - Loop - Mol
am 1. 3. 1978 in Mol/Belgien**

Herausgeber W. Krug

**Jül - Conf - 29
Februar 1979
ISSN 0344 - 5798**



Als Manuskript gedruckt

Berichte der Kernforschungsanlage Jülich - Jülich - Conf - 29

Zu beziehen durch: ZENTRALBIBLIOTHEK der Kernforschungsanlage Jülich GmbH,
Jülich, Bundesrepublik Deutschland

GSB - KOLLOQUIUM

**anlässlich der offiziellen Inbetriebnahme
des KFA/KWU/CEN - Bestrahlungsexperimentes
He - Loop - Mol
am 1. 3. 1978 in Mol/Belgien**

Herausgeber W. Krug
Kernforschungsanlage Jülich GmbH
Zentralabteilung Brennelement- und Bestrahlungstechnologie

ABSTRACT

In the frame of GCFR Fuel Element Development the Helium-Loop-Mol was taken in operation on June 17, 1977 with the Test Fuel Element HELM 1, a dummy element without fuel.

The official inauguration took place on March 1st, 1978 in the Belgian Research Centre at Mol (CEN/SCK). At that time the two short term irradiations HELM 1 and HELM 2 had been completed and the first positive results could be presented.

A Colloquium was organized and held in the Conference Building of CEN/SCK. Press and TV representatives have been invited by the public relations ("Öffentlichkeitsarbeit") of KFA. Arrangements for sightseeing of the BR2 reactor, the He-Loop-Mol and the CEN-Technology-Department were made.

CEN/SCK-Mol was officially represented by Mr. G. Stiennon and KFA-Jülich by Dr. R. Theenhaus.

Five technical papers were presented during the colloquium which are now published in this report.

I I

I N H A L T :

Seite

1. Einleitung	1
2. Programm und Ablauf der Veranstaltung	2
3. Vorträge	5
3.1 G. Stiennon, Opening Address	5
3.2 R. Theenhaus, Begrüßungsansprache	7
3.3 W. Krug, Das He-Loop-Mol	10
3.4 P. Rau, K. Götzmann, Auslegung und Sicherheit eines 1000 MWe-Gasbrüterkraftwerks	34
3.5 W. Jung, GSB-Brennelemententwicklung	58
3.6 H. Euringer, Ergebnisse der Vorbestrahlungen	76
3.7 L. Meyer, Strategieüberlegungen zum zukünftigen Einsatz der Schnellen Brüter	85
 Anhang 1: KFA-Pressèmitteilung	 107
Anhang 2: Artikel der Aachener Nachrichten	109
Anhang 3: Artikel der Aachener Volkszeitung	110
Anhang 4: Artikel der VDI-Nachrichten	111
Anhang 5: Programm der GSB-Fachausschußsitzung	112

1. EINLEITUNG

Am 17. Juni 1977 wurde das He-Loop-Mol mit dem Test-Brennelement "HELM 1" erstmalig in Verbindung mit dem Reaktor (BR2) in Betrieb genommen. Dieses Test-Brennelement war ein Dummy-Element ohne Brennstoff und diente als Vorläufer für die brennstoffhaltigen Brennelemente HELM 2 und HELM 3, zur abschließenden Erprobung der Versuchsanlage und zur Durchführung nuklearer und thermischer Messungen.

Daher sollte die offizielle Inbetriebnahme des He-Loop-Mol in Verbindung mit der ersten Brennstoffbestrahlung erfolgen. Aus Terminschwierigkeiten mußte jedoch die offizielle Inbetriebnahme verschoben werden. Sie fand schließlich am 1. März 1978 beim CEN-Mol statt. Zu diesem Zeitpunkt waren die ersten beiden Kurzzeitbestrahlungen HELM 1 (Dummy-Element) und HELM 2 (UO_2 , 93 % und 75 % angereichert) bereits beendet und die ersten positiven Versuchsergebnisse lagen vor.

2. PROGRAMM UND ABLAUF DER VERANSTALTUNG

Die offizielle Inbetriebnahme des He-Loop-Mol wurde am 1. März 1978 im Konferenzgebäude des CEN-Mol in Form eines Kolloquiums durchgeführt. Um vor allem den KFA-Mitarbeitern Gelegenheit zur Teilnahme zu geben, die wesentlich an der Erstellung des He-Loop-Mol mitgearbeitet haben, wurde von der KFA ein Bus bereitgestellt, mit dem 48 KFA-Mitarbeiter nach Mol und zurück transportiert wurden.

Von der Öffentlichkeitsarbeit (ÖA) der KFA wurden die Jülicher Presse, dpa und das Fernsehen des WDR eingeladen. Dazu wurden eine Pressemitteilung (Anhang 1) herausgegeben und eine Pressekonferenz abgehalten.

Am 2. März 1978 wurde im Fernsehen des WDR in der Sendung "hier und heute" eine vierminütiger Beitrag gezeigt, der ein Gespräch mit dem KFA-Projektverantwortlichen W. Krug und Aufnahmen des Versuchsreaktors BR2 und des Bestrahlungsexperimentes mit entsprechenden Erläuterungen enthielt.

Die Artikel der Jülicher Zeitungen und der VDI-Nachrichten sind in Anhang 2-4 beigelegt.

Die beiden Fotos (Seite 4) wurden während der Führung der Pressevertreter durch den BR2 und während des Kolloquiums aufgenommen.

Während des Kolloquiums wurden fünf Fach-Vorträge gehalten, die einen Überblick über die durchgeführten Arbeiten und das GSB-Programm gaben. Herr Stiennon als offizieller Vertreter des CEN und Herr Dr. Theenhaus als Vertreter des KFA-Vorstands hielten die Begrüßungsreden. Als Chairman fungierte Herr Dr. Krawczynski, KFA-ZBB, der die Redner einführte.

Anschließend wurde wechselweise in getrennten Gruppen eine Besichtigung des He-Loop-Mol im BR2 und der Technologie des CEN durchgeführt, während eine dritte Gruppe im Vortragssaal einen CEN-Film vorgeführt bekam, in dem auch kurz der Einbau der Inpile-Strecke des He-Loop-Mol gezeigt wurde.

Beschlossen wurde der Tag abends im Casino des CEN bei einem gemütlichen Beisammensein.

Zur Abrundung des Tagesprogramms fand am Vormittag in Ergänzung zur Kolloquiumsveranstaltung eine GSB-Fachausschußsitzung statt, an der die Vertreter des CEN-Mol, der KWU-Erlangen und der KFA teilnahmen. Einladung und Tagesordnung dazu siehe Anhang 5.

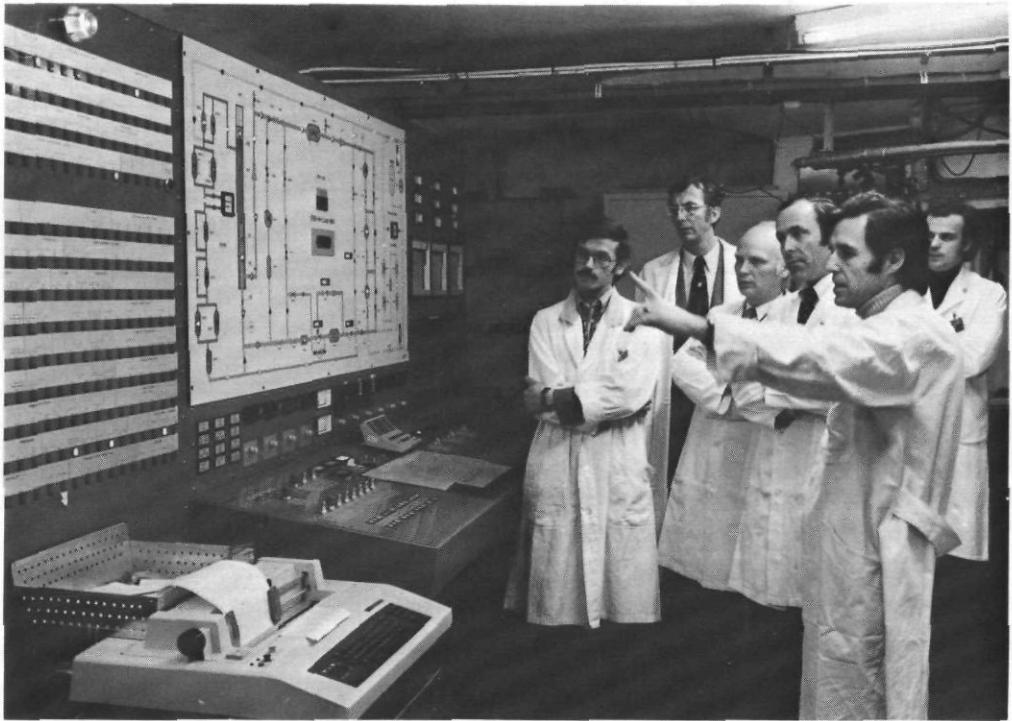
Programm des GSB-Kolloquiums:

Beginn: 14,00 Uhr - Chairman: Dr. S.J.B. Krawczynski.

1. G. Stiennon, CEN: Opening Address.
2. Dr. R. Theenhaus, KFA: Begrüßungsansprache.
3. W. Krug, KFA: Das He-Loop-Mol.
4. P. Rau, KWU: Auslegung und Sicherheit eines 1000 MWe-Gasbrüterkraftwerks.
5. W. Jung, KWU: GSB-Brennelemententwicklung.
6. H. Euringer, KFA: Ergebnisse der Vorbestrahlungen.
7. Dr. L. Meyer, GA-E: Strategieüberlegungen zum zukünftigen Einsatz der Schnellen Brüter.

17,00 Uhr: Besichtigung BR2, He-Loop-Mol, CEN-Technologie, Vorführung des CEN-Filmes.

19,00 Uhr: Gemütliches Beisammensein: Einweihungsfeier "He-Loop-Mol".



Während der Führung der Pressevertreter durch den BR2.
Vor dem Hauptkontrollschrank des He-Loop-Mol v.l.n.r.:
W. Kempkens, Aachener Volkszeitung, S.A. Weinhold, KFA-ÖA,
DI W. Lehrheuer, KFA-ZAT, Dr. R. Theenhaus, KFA-Vorstands-
mitglied, DI W. Krug, KFA-ZBB, L. Bosten, Aachener Nach-
richten.



Während des Kolloquiums,
links Herr G. Stiennon als offizieller Vertreter des CEN,
rechts Herr Dr. R. Theenhaus, Vorstandsmitglied der KFA.
Im Hintergrund Mitarbeiter der KFA.

3. VORTRÄGE

3.1 G. Stiennon, CEN-Mol:

OPENING ADDRESS

It is a great pleasure for me to wellcome you all to this GSB Review Meeting devoted to the presentation of the main results of the BR2 utilization by the German and the Belgian research groups in the field of gas cooled fast breeder reactors.

The collaboration between the Federal Republic of Germany and the Kingdom of Belgium for the development of nuclear energy started in the early sixties, the starting point being the attractive irradiation possibilities offered by the reactor BR2. An agreement between the German research centers - Karlsruhe and Jülich - and our research center was signed in 1969; under this agreement the reactor utilization is shared between the partners, special arrangements being provided for experimentalists who are not party to the contract. We are now in the tenth year of that collaboration, it is why we believe that we can attest how the results are positive. In fact, the present Review Meeting shows the importance and the high quality of the work done, finally devoted to produce useful data either to build a prototype reactor or to improve an existing reactor or to permit the design of a new reactor.

To be complete and referring more specially to the Jülich Research Center, I should also mention the close cooperation that exist, since 1977, in the field of coal gasification with our national coal research institute in Liege (INIEX).

GSB is a high performance loop designed to establish the feasibility of some basic concepts to be used in a gas cooled fast breeder reactor. I do not doubt that the next speaker will give you the confirmation that the success of the project is due to an efficient collaboration of the physicists and engineers of

both countries which succeeded in using the BR2 reactor possibilities.

This meeting is also devoted to the success, in the long run of the breeders, these marvelous machines which first should only require 50 times less natural uranium than the light water reactors and which secondly will efficiently burn the plutonium. We believe that the demonstration that a special concept of fuel element is working is an important step in the way of the realisation of such a reactor.

From the Belgian side I wish to express our sincere appreciation to all the people that contributed to the success of the GSB experiment.

3.2 R. Theenhaus, KFA Jülich:

BEGRÜSSUNGSANSPRACHE

Meine Damen und Herren!

Lassen Sie mich zu Beginn meiner kurzen Ausführungen noch einmal mit wenigen Sätzen auf die Energiesituation hinweisen und uns gemeinsam vor Augen führen, daß der Weltprimärenergieverbrauch heute etwa bei 8,5 Mrd t/SKE liegt und sich in etwa 14 Jahren jeweils verdoppelt hat, d. h. mit etwa 5 % pro Jahr gewachsen ist. Wenn man sich weiterhin vergegenwärtigt, daß der Energieverbrauch pro Kopf und Jahr in einer großen Anzahl von Ländern mehr als um den Faktor 100 tiefer liegt als beispielsweise der Pro-Kopf-Verbrauch in den USA oder auch in der Bundesrepublik Deutschland, kommt man sehr schnell zu der Überzeugung, daß die Diskussion über die zukünftige Abdeckung des sicherlich weiter anwachsenden Primärenergieverbrauchs uns weiterhin intensiv beschäftigen wird. Hierbei spielt die Kernenergie eine wesentliche Rolle, die uns mit ihrem Potential und unter Ausnutzung von Bruttoeffekten in die Lage versetzt, über einen außerordentlich langen Zeitraum (tausende von Jahren) die Energieversorgung sicherzustellen.

So wird seit vielen Jahren als eine mögliche Alternative zum Natriumbrüter der heliumgekühlte Gasbrüter diskutiert. Dabei wird beim heliumgekühlten Schnellen Brüter ein relativ hoher Brutfaktor erwartet. Darüber hinaus führt die Verwendung des inerten und einphasigen Kühlmittels Helium zu einer ähnlichen Systemtechnologie wie bei den bestehenden thermischen Hochtemperaturreaktoren. Hinzu kommt, daß man sich bei der Brennelemententwicklung weitgehend auf die entsprechenden Arbeiten für die Natriumbrüter abstützen kann. Insbesondere wird in den USA und der Bundesrepublik Deutschland an der Erforschung und Entwicklung dieses Reaktortyps gearbeitet; aufgrund der eben erwähnten synergetischen Effekte (HTR, Natriumbrüter) mit relativ begrenztem Zusatzaufwand.

Das Anlaufen des Helium-Loop-Experimentes hier in Mol stellt einen wichtigen Meilenstein in der Entwicklung des Gasbrüters dar. Dieses Brennstabbündelexperiment soll den Beweis erbringen, daß das derzeit favorisierte Gasbrüterkonzept technisch machbar ist. Wesentliches Merkmal bei dem vorliegenden Konzept ist der automatische Druckausgleich zwischen dem Inneren der Brennstäbe und dem die Brennstäbe umgebenden Kühlgas Helium (vented fuel elements). Gleichzeitig muß dabei die Frage geklärt werden, ob mit dem Kühlmedium Helium die notwendigen Stableistungen (vergleichbar mit den Stableistungen bei Natriumbrütern) erreichbar sind, d. h. ob die Wärme ausreichend abgeführt werden kann.

Wie die nachfolgenden Sachreferate zeigen werden, besteht bereits nach den ersten Startergebnissen die berechtigte Hoffnung, daß beide Fragen grundsätzlich mit Ja beantwortet werden können. Selbstverständlich ist damit erst ein außerordentlich kleiner Teil der insgesamt zu klärenden Fragen beantwortet, insbesondere müssen Erfahrungen mit dem Bestrahlungslangzeitverhalten gesammelt werden, ebenso ist die Frage der Wechselwirkung Material-Schnelle Neutronen wichtig.

Das hier anlaufende und vorgestellte GSB-Bestrahlungsexperiment ist das größte Loopexperiment, das die KFA bisher durchgeführt bzw. betreut hat. Es zählt überhaupt zu den größten Loopexperimenten, wenn es nicht sogar das größte ist. Die nachfolgenden Referate werden deutlich machen, welche Arbeit und welcher Aufwand in diesem Experiment enthalten sind. Nur eine außerordentlich enge und kooperative Zusammenarbeit zwischen Naturwissenschaftlern, Ingenieuren, Konstrukteuren, Fertigungsfachleuten, Reaktorexperten sowie Sicherheitsfachleuten konnte dieses Experiment entstehen lassen. Darüber hinausgehend ist das Anlaufen des vorgestellten Experiments ein Beweis für die hervorragende fachliche und menschliche Zusammenarbeit der beteiligten Partner und damit der beteiligten Mitarbeiter.

Ich bedanke mich daher, auch im Namen des Vorstands der KFA Jülich, bei allen Beteiligten für diese hervorragende Arbeit.

Lassen Sie mich insbesondere erwähnen das CEN, den heutigen Gastgeber, und hier die Herren vom Reaktor, von der Technologie, aus den Werkstätten und der Reaktorsicherheit,

die Kraftwerk Union (KWU), die das Brennelement konzipiert und gebaut hat unter Beteiligung der ALKEM und NUKEM, die die Brennelemente gefertigt haben,

das Kernforschungszentrum Karlsruhe, dem wir die thermohydraulische Out-of-pile-Testung und Brennelementcodes verdanken,

und last not least die KFA und damit die Mitarbeiter aus den Zentralabteilungen ZAT, ZBB, ZEL und der Haupt- sowie der Elektrowerkstatt.

Ich möchte den beteiligten Einrichtungen und den Mitarbeitern Dank sagen für ihre Arbeit und ihren Einsatz, der oftmals über den "vorgeschriebenen Einsatz" hinausging, und dem weiteren Verlauf des Experiments und damit Ihnen auch für die Zukunft viel Erfolg wünschen.

Mein besonderer Dank gilt dem CEN, seiner Leitung und seinen Mitarbeitern, die einen Großteil der Arbeit und Verantwortung für dieses nicht alltägliche Experiment übernommen haben in echter partnerschaftlicher Kooperation.

3.3 DAS HE-LOOP-MOL

W. Krug, KFA-Jülich

Bevor am späten Nachmittag die Besichtigung des He-Loop-Mol stattfindet, dem eigentlichen Objekt unserer heutigen Veranstaltung, möchte ich versuchen, Ihnen einen zusammenfassenden Überblick über Ziel, Aufbau und Funktion des He-Loop-Mol zu geben.

Im He-Loop-Mol ist es erstmals möglich, Bestrahlungen von GSB-Brennstabbündeln unter realistischen Betriebsbedingungen durchzuführen. Mit ihnen soll der Nachweis der Funktionstüchtigkeit dieses Brennelement-Konzepts erbracht werden. Die eingesetzten Test-Brennelemente enthalten alle charakteristischen Merkmale eines GSB-Brennelementes. Die Übereinstimmung in den wesentlichen Merkmalen und Betriebsbedingungen geht aus Abb. 1 (Seite 20) hervor. Unterschiede sind vorwiegend auf die unterschiedliche Geometrie (Anzahl und Länge der Brennstäbe) zurückzuführen, die durch die notwendige Anpassung an die Möglichkeiten des Versuchsreaktors gegeben sind. Der unterschiedliche Betriebsdruck hat keinen entscheidenden Einfluß auf die Ergebnisse, da durch das Druckausgleichssystem die Brennelementhüllen druckentlastet sind.

Das laufende Bestrahlungsprogramm sieht die Bestrahlung von drei Test-Brennelementen vor, HELM 1, 2 und 3.

HELM 1 ist ein Dummy-Element ohne Brennstoff, dessen Bestrahlung am 17. Juni 1977 begann und drei Reaktorzyklen dauerte. Dabei wurden Größe und Verlauf der γ -Leistung bestimmt. Die γ -Leistung des Dummies betrug ca. 35 kW. Außerdem wurden der Einfluß der Steuerstabstellungen auf die BE-Leistung und der Reaktivitätsanteil des Experimentes gemessen. Gleichzeitig diente dieser Versuch als abschließender Test für die Versuchsanlage.

HELM 2 ist das erste brennstoffhaltige Test-BE, das mit UO₂-Tabletten (92 %, 75 % angereichert) beladen ist. Die Bestrahlung begann am 30.11.1977 und dauerte zwei Reaktorbetriebsperioden. Mit HELM 2 konnte die Versuchsanlage erstmals bei voller Leistung,

die BE-Leistung betrug ca. 290 kW, bei voller Betriebstemperatur und auch erstmals mit Aktivität betrieben werden. Dabei konnten erste Erfahrungen für den Betrieb des Langzeitexperimentes HELM 3 und im Umgang mit der freigesetzten Aktivität gesammelt werden. Diese führten zu einigen geringen Änderungen, so daß der zukünftige Betrieb von HELM 3 optimal durchgeführt werden kann.

HELM 1 zeigte, daß die γ -Leistung sich mit der Zeit ändert. Diese muß jedoch für die Bestimmung der linearen Stableistung bekannt sein, die wiederum als Ausgangswert in die Berechnung der maximalen Staboberflächentemperatur eingeht. Abb. 2 (Seite 21) zeigt den Einfluß der γ -Leistungsichte auf die Brennstableistung und die Brennstaboberflächentemperatur. Ist die γ -Leistungsichte z. B. mit einem Fehler von 10 % behaftet, so wirkt sich das auf die Brennstableistung mit knapp 1 % und auf die maximale Oberflächentemperatur mit 0,5 % Fehler aus. Der Einfluß ist also verhältnismäßig gering.

Die Bestimmung der BE-Leistung erfolgt über die Wärmebilanz des Kühlgases, d. h. Gasaufheizung ΔT und Durchsatz \dot{m} werden gemessen und daraus die Leistung berechnet:

$$L_{BE} = \dot{m} \cdot c_p \cdot \Delta T.$$

Von dieser Gesamtleistung wird die γ -Leistung des Leitrohres und der Brutzonen abgezogen. Der Rest stellt die Leistung der Brennstoffzone dar, aus der die lineare Stableistung bestimmt wird.

Ein wesentlicher Programmpunkt ist die Untersuchung des Verhaltens des Druckausgleichssystems und hierbei speziell das Verhalten der Spaltgasübertrittsstelle. Erste thermohydraulische Messungen wurden in der DTF (Dummy-Test-Facility) durchgeführt, einem outpile-Versuchsstand, in dem ein isothermer Langzeitströmungstest (350 °C, 60 bar, 1500 h) eines identischen Dummy-Testelements in Jülich durchgeführt wurde.

Abb. 3 (Seite 22) zeigt einen Vergleich zwischen den Test-BE HELM 1, 2 und dem DTF-Dummy, wobei der Druckverlust an der Spalt-

gasübertrittsstelle für HELM 1 identisch mit dem des DTF-Dummies ist, während der für HELM 2 höher liegt, was aber nicht von Nachteil ist.

Gleich zu Beginn des Versuchsbetriebes mit HELM 2 wurden Messungen zum thermischen Verhalten durchgeführt, was ja bei voller Temperatur hier erstmals möglich war. Damit konnte das Fahrtdiagramm für das He-Loop-Mol (Abb. 4, Seite 23), das aufgrund theoretischer Berechnungen erstellt wurde, überprüft und angepaßt werden. Im Fahrtdiagramm ist der Durchsatz über der Brennelementaustrittstemperatur aufgetragen, während IPS-Eintrittstemperatur und maximale Staboberflächentemperatur als Parameter eingetragen sind. Dadurch ergibt sich ein Kennlinienfeld, in welches das Betriebsfeld stark umrandet und die Betriebsgrenzen sichtbar eingetragen sind. Zur Einstellung einer bestimmten maximalen Brennstabtemperatur, die im Normalbetrieb innerhalb des Betriebsfeldes liegen muß (600–680 °C) sind die dazugehörigen Betriebsdaten, wie Durchsatz, Brennelementaustrittstemperatur (Regeltemperatur) und IPS-Eintrittstemperatur, ablesbar.

Bekanntlich hat es bei der Beladung von HELM 2 Schwierigkeiten gegeben. Das Test-BE ließ sich nicht in seine endgültige Bestrahlungsposition absenken. Dies war auf Toleranzprobleme am BE-Kopf und am Stützrohrkopf in der IPS zurückzuführen. Dadurch verklemmte sich der BE-Kopf im Stützrohrkopf und die Gleitrolle konnte nicht auf der Führungskurve des Stützrohrkopfes abrollen. Wie aus Abb. 5 und 6 (Seite 24) zu sehen ist, wurden die Kolbenringe, die Führungsrolle und der Positionsstein beschädigt. Auch der BE-Kopf selbst wies Kratzer auf. Da das BE schon eine Zeitlang bei laufendem Reaktor in der IPS verbracht hatte, wenn auch in gelifteter Position, konnte es nicht mehr normal gehandhabt werden und die Reparatur mußte unter gewissen Schutzmaßnahmen durchgeführt werden. Dabei wurden die Kolbenringe ausgetauscht und eine geänderte Führungsrolle sowie ein geänderter Positionsstein eingebaut.

Sehr wesentlich für die einwandfreie Beladung und Funktion von HELM 2 nach der Reparatur war der einwandfreie Zustand der Spalt-

gasübertrittsstelle in der IPS. Um dies überprüfen zu können, wurde von den CEN-Mitarbeitern in kürzester Zeit eine TV-Kamera so vorbereitet, daß diese in die IPS eingeführt werden und Innenaufnahmen liefern konnte, deren Qualität hervorragend war und eine Beurteilung des Schadens und der Ursache zuließ. Dabei bestätigte sich die Annahme, daß die Führungsrolle, die durch Reiben an der Druckrohrwandung beschädigt wurde, die Hauptursache für den Störfall war. An der Innenwand des Druckrohres waren davon Kratz- und Schleifspuren zu erkennen. Der Sitz der Spaltgasübertrittsstelle und der Kolbenringe war jedoch, wie vermutet, unbeschädigt. Beim nächsten Beladeversuch konnte das Test-BE HELM 2 ohne jegliche Schwierigkeiten eingesetzt werden, wodurch bewiesen werden konnte, daß die Schadensursache richtig erkannt und beseitigt wurde. Abb. 7 (Seite 25) zeigt die richtige Lage des BE-Kopfes im Stützrohr, und zwar links während des Einsetzens und rechts in der endgültigen Bestrahlungsposition.

Inzwischen konnte Anfang Februar dieses Jahres die Bestrahlung von HELM 2 erfolgreich abgeschlossen werden.

Zur Zeit befindet sich das Test-BE eine weitere Reaktorperiode in der gelifteten Position außerhalb des Cores, wo bei laufendem Reaktor die Nachwärme soweit abklingen kann, bis das BE ohne Zwangskühlung entladen werden kann.

Zur Zeit läuft die 3. Genehmigungsphase für die Bestrahlung des Pu-haltigen Test-BE HELM 3, dessen Bestrahlung unmittelbar anschließend beginnen soll.

Bei der vorgesehenen Besichtigung des He-Loop-Mol werden einige wesentliche Baugruppen nicht zu sehen sein. Dazu gehört natürlich das Test-BE, das in den Abb. 8 und 9 (Seiten 26 und 27) dargestellt ist. Außerdem ist es in der hier dargestellten Form als Dummy-Element in einem Schaukasten in Jülich zu sehen, wo man sich am besten über Einzelheiten informieren kann.

Das Test-BE besteht aus zwölf Einzelstäben, deren aktive Länge (600 mm) zur Verbesserung des Wärmeübergangs künstlich aufgerauht ist. Das Stabbündel wird durch sechs Abstandshalter positioniert und ist von einem speziell profilierten Leitrohr umge-

ben. In einer der konischen Auflageflächen ist die Bohrung der Spaltgasübertrittsstelle angeordnet. Gegen das Stützrohr erfolgt die Abdichtung zur Vermeidung eines Bypass-Stromes durch zwei Kolbenringe. Die thermische Gesamtleistung des Test-BE beträgt 290 kW, was einer maximalen Stabileistung von 450 W/cm entspricht.

Ein wesentliches Merkmal dieses Brennelementkonzeptes ist das Druckausgleichssystem. Zu seiner Erprobung und zum Nachweis der Funktionsfähigkeit enthält das He-Loop-Mol ein vollausgestattetes und funktionsfähiges Druckausgleichssystem. Seine Funktion geht aus Abb. 10 (Seite 28) hervor.

Das Druckausgleichssystem bewirkt, daß die Brennstabhülle vom Systemdruck und vom Spaltgasdruck unbelastet ist und bleibt, d. h. der Druck im Stabinneren ist annähernd gleich dem Systemdruck.

Genauer gesagt, er ist gleich dem Druck an der Spaltgasübertrittsstelle. Dieser wiederum ist geringfügig geringer als der Druck vor der Spaltgasübertrittsstelle bzw. am BE-Austritt, nämlich um den Druckverlust, den der Spülgasstrom durch das künstliche Leck der Spaltgasübertrittsstelle erleidet. Dadurch ist der Druck in den Brennstäben überall geringfügig unter dem Systemdruck, wodurch bei einem Hüllrohrdefekt eine Einwärtsströmung entsteht und eine Kontamination des Kühlgases vermieden wird.

Die aus dem Brennstoff freigesetzten Spaltgase diffundieren im Spalt zwischen Hülle und Brennstoff nach oben, passieren die Stabfalle und die BE-Falle und treten an der Spaltgasübertrittsstelle aus dem BE aus. Von hier werden sie vom Spülgasstrom zum SPAGS transportiert. Während des langwierigen Diffusionsvorgangs im BE zerfallen die kurzlebigen Spaltgase und ihre Zerfallswärme wird vom Kühlgas abgeführt. Lediglich die längerlebigen Spaltgase können im Normalbetrieb das BE verlassen, so daß schließlich nur 2-3 % freigesetzt und im SPAGS gesammelt werden.

Auch von der Inpile-Strecke (IPS) ist nur das obere Ende zu sehen, das aus dem Reaktordeckel herausragt und unter Wasser liegt.

Die IPS (Abb. 11, Seite 29) ist im H4-Kanal, einem Randkanal mit einem lichten Durchmesser von 200 mm, eingebaut. Sie hat eine Gesamtlänge von ca. 13 m. Der größte Durchmesser im unteren Bereich beträgt 160 mm, während der längere obere Teil einen Durchmesser von nur knapp 100 mm hat. In der Core-Zone ist die IPS von einem 10 Platten-Treiber-Brennelement umgeben, dessen innere Schale einen Cadmiumschirm enthält (Abb. 12, Seite 30). Dadurch werden die thermischen Neutronen herausgefiltert und das Test-BE ist nur einem epithermischen bis schnellen Neutronenspektrum ausgesetzt. Auf diese Art und Weise können die Bestrahlungsbedingungen eines schnellen Reaktors weitgehend simuliert werden. Aus Sicherheitsgründen ist die IPS als doppelwandiger Druckbehälter ausgelegt. Im Normalbetrieb ist das innere Druckrohr, das direkt mit dem heißen Gas in Berührung steht, unbelastet, da der Spalt zwischen den Druckrohren auch mit dem Betriebsdruck beaufschlagt ist. Das äußere, direkt von Reaktorwasser gekühlte Druckrohr nimmt den vollen Betriebsdruck auf. Nur im Störfall, wenn das äußere Druckrohr beschädigt ist, muß auch das innere für kurze Zeit (einige Stunden) den vollen Betriebsdruck aufnehmen können. Die unterschiedliche thermische Dehnung der beiden Druckrohre wird durch einen Faltenbalg kompensiert.

Das Test-BE sitzt im Corebereich und wird durch das Brennelementstützrohr, das auch in seinem Kopf das Gegenstück der Spaltgasübertrittsstelle enthält, aufgenommen. Über die Spaltgasübertrittsstelle werden bekanntlich die aus dem Test-BE austretenden Spaltgase abgeleitet und zum Spaltgassammelsystem gespült. Ihre einwandfreie Funktion ist daher von größter Wichtigkeit und eine wesentliche Voraussetzung für die Anwendbarkeit dieses Brennelementkonzepts. Das Kühlgas tritt am unteren Ende in die IPS ein, strömt im Spalt zwischen innerem Druckrohr und Brennelementstützrohr nach oben, wird oberhalb des Test-BE um 180° umgelenkt, durchströmt das Test-BE von oben nach unten und verläßt die IPS wieder am unteren Ende.

Mit dem oberen Abschirm- und Verschußstopfen ist eine Liftvorrichtung gekoppelt, mit der das Test-BE aus dem Corebereich herausgezogen werden kann, so daß die Nachwärme bei voller Kühlung

und bei laufendem Reaktor abklingen kann, bis ein Entladen ohne Zwangskühlung möglich ist. Wie bereits erwähnt, ist dieses für HELM 2 zur Zeit gerade der Fall.

Abb. 13 (Seite 31) zeigt die für die Funktion und deren Verständnis wichtigsten Baugruppen des He-Loop-Mol. Dieses Bild ist Bestandteil des Hauptkontrollschrankes des Experimentes und Sie werden es bei der Besichtigung wiedererkennen.

Man sieht, daß die IPS ein wesentlicher Bestandteil des Hauptkreislaufes (HKL) ist, dessen Hauptfunktion die Kühlung des Test-BE ist. Die vom Test-BE erzeugte und an das Kühlgas abgegebene Spaltwärme wird über den Hauptkühler an das Experimentekühlwasser des Reaktors abgegeben. Den erforderlichen Heliumstrom liefern die drei hintereinandergeschalteten, vollgekapselten, gasgelagerten Hauptgebläse, deren Antrieb durch dynamische, drehzahlgeregelte Frequenzgeneratoren erfolgt. Im Normalbetrieb beträgt der Durchsatz 230 g/s bei einer BE-Eintrittstemperatur von 250 °C und einer BE-Austrittstemperatur von 500 °C. Neben der BE-Leistung muß auch die γ -Leistung der Druckrohre und des BE-Stützrohres, die fast 50 kW beträgt, abgeführt werden. Die γ -Leistung des äußeren Druckrohres von ca. 26 kW wird direkt an das Kühlwasser abgeführt.

Im HKL werden Druck, Temperatur und Durchsatz konstant geregelt. Die Temperaturregelung erfolgt über das Dreiwegeregelventil 1TV6, durch das eine Aufteilung des Gasstromes auf Kühler und Kühlerbypass derart erfolgt, daß immer gerade soviel Wärme abgeführt wird, um die BE-Austrittstemperatur konstant zu halten.

Um He-Verluste zu vermeiden, ist auch die Druckregelung als geschlossener Kreislauf ausgebildet. Steigt der Druck im HKL, wird über das Regelventil 1TV46 Helium in den Sammel-tank 3GB2 abgelassen. Von hier wird das He durch den Kompressor 3MP1 in den Vordruckbehälter 3GB3, dessen Druckniveau deutlich über dem Betriebsdruck liegt, gepumpt. Bei sinkendem Druck im HKL wird aus dem Vordruckbehälter Helium über das Regelventil 1TV54 eingespeist.

Die Durchsatzregelung erfolgt über die Gebläsedrehzahl, die zwischen 5000 und 15000 Upm variabel ist.

Um auch bei einem Netzausfall die Abfuhr der Nachwärme des Test-BE gewährleisten zu können, ist immer eins der drei Hauptgebläse an das Vitalnetz, das letztendlich durch Dieselaggregate gespeist wird, angeschlossen. Fallen jedoch alle drei Hauptgebläse gleichzeitig aus, wird automatisch auf den Hilfskühlkreislauf umgeschaltet, der ein viertes Gebläse, das Hilfsgebläse, und einen Hilfskühler enthält. Auch dieses Gebläse ist an das Vitalnetz angeschlossen. Der Hilfskühler ist als einziger nicht an das Experimentekühlwasser des Reaktors angeschlossen. Er besitzt einen eigenen, unabhängigen Wasserkreislauf, der ständig in Betrieb und an das Lagunenwasser angeschlossen ist. Dadurch wird sichergestellt, daß auch bei Ausfall des Experimentekühlkreislaufes die Nachwärme des Test-BE sicher abgeführt werden kann.

Alle wesentlichen Störfälle, die zu einer Überhitzung des Test-BE, zu einer Gefährdung von Personal, der Versuchsanlage oder des Reaktors führen würden, sind durch automatische Reaktorabschaltungen, Scrams, abgesichert. Ein Scram wird immer nur durch eine 2 von 3-Schaltung ausgelöst. Er hat eine starke Abkühlung des Test-BE zur Folge, was einen Thermoschock hervorruft und schließlich zu einem Hüllrohrschaden führen könnte. Bei einem Leistungsreaktor wird daher bei einem Scram die Gebläsedrehzahl entsprechend reduziert, d. h. der Durchsatz verringert, und dadurch werden die Kühlbedingungen so verschlechtert, daß ein Thermoschock vermieden wird. Dies ist in dieser Form am Experiment nicht möglich, da die Gebläse zu empfindlich (Gaslager) und Gebläse und Generatoren zu träge sind. Daher wird beim Experiment im Falle eines Scrams ein Bypass zu den Gebläsen geöffnet, durch den der Kühlgasstrom zwischen IPS und Bypass so aufgeteilt wird, daß der Durchsatz durch das Test-BE definiert reduziert wird. Dies hat die gleiche Wirkung wie eine Drehzahlreduzierung.

Das Spaltgassammelsystem (SPAGS) ist im Bypass zum HKL angeordnet und direkt an die Spaltgasübertrittsstelle angeschlossen. Die aus dem Test-BE austretenden Spaltgase werden durch einen Bypass-Strom, der ca. 1 % des Kühlgasstromes entspricht, zum SPAGS transportiert und dort abgeschieden und gesammelt. Zunächst müssen sie die Plate-out-Strecke passieren, in der eine

wassergekühlte Rohrschlange und ein Spezialfilter enthalten sind, um evtl. flüchtige oder feste Spaltprodukte abzuscheiden.

Die Spaltgase werden in SPAGS in drei Flüssigstickstoff-gekühlten Aktivkohlefallen abgeschieden. Von zwei parallelen Betriebsfallen ist immer eine in Betrieb, die zweite dient zur Reserve. Die dritte ist als Sicherheitsfalle in Reihe dazu angeordnet. Vor den A-Kohlefallen sind am Eintritt zwei parallel angeordnete Molekularsiebfallen eingebaut, die dem Spülgas die Feuchtigkeit entziehen sollen, um dadurch ein evtl. Einfrieren der A-Kohlefallen zu verhindern. Eine der beiden ist jeweils in Betrieb.

Zur qualitativen und quantitativen Bestimmung der Spaltgase kann das Spülgas durch eine Meßstation geleitet werden, wo mit einem Ge-Li-Detektor die Spaltgasspektren aufgenommen werden können. Die in den A-Kohlefallen adsorbierte Aktivität wird beim Regenerieren dieser Fallen in Abklingbehälter gespült, in denen die Aktivität soweit abklingen kann, daß sie schließlich dosiert in die Abluft abgegeben werden kann. Den Hauptanteil daran hat das Isotop Kr85.

Die einwandfreie Funktion von SPAGS ist lebenswichtig für das Experiment, da sonst die aus dem Test-BE freigesetzte Aktivität in den HKL gelangen würde, was in sehr kurzer Zeit zur Abschaltung führen würde. Daher wird in SPAGS neben der Aktivität auch der Durchsatz überwacht. Im Falle einer Blockage durch ein Ventil oder ein Filter werden Bypässe geöffnet, so daß das Hindernis umgangen wird und der Durchsatz gewährleistet ist.

Zur Erzielung der erforderlichen Reinheit des Kühllheliums dient die Gasreinigung. Sie ist ebenfalls im Bypass zum HKL angeordnet und wird von 1-2 % des Kühlgasstromes durchströmt. Sie enthält eine CuO-Falle, eine Cu-Falle, eine Molekularsiebfalle und ein mechanisches Filter, womit O_2 , H_2 , H_2O , CO_2 , CO und Kohlenwasserstoffe sowie Schwebstoffe herausgefiltert werden können.

Zur Kontrolle der Gasreinheit dient die Gasanalyse, in der ein Gaschromatograph und Feuchtigkeitsmeßgeräte enthalten sind.

Abb. 14 (Seite 32) zeigt ein vereinfachtes Kreislaufschema des He-Loop-Mol, in dem die Anordnung dieser Baugruppen zu erkennen ist.

Da in einem Leistungsreaktor ein bestimmter Feuchtigkeitsgehalt im Kühllhelium erwartet wird, der durch Lecks im Dampferzeuger entsteht, wird zur Kompensierung des Sauerstoffpotentials Wasserstoff injiziert, so daß das H_2/H_2O -Verhältnis 3:1 beträgt. Die Verhältnisse sollen auch im Experiment simuliert werden. Es wurde festgelegt, daß ein Feuchtigkeitsgehalt von 30 vpm und ein entsprechender Wasserstoffgehalt von 90 vpm im Kühllhelium eingestellt werden sollen. Dies geschieht mit Hilfe der Injektion, mit der Wasser und Wasserstoff definiert injiziert werden können.

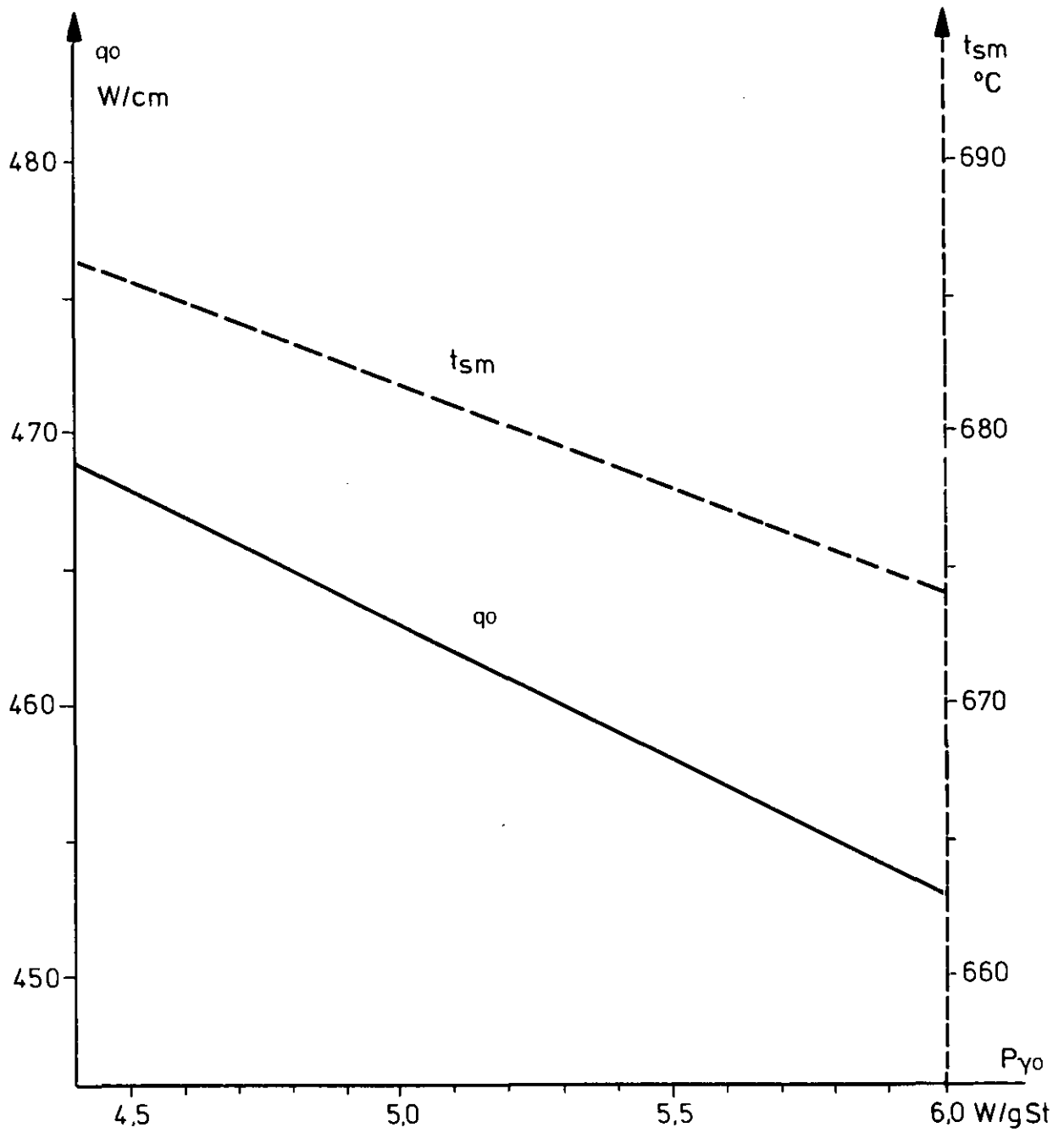
Alle wesentlichen Baugruppen sind mit einer eigenen elektrischen Instrumentierung ausgestattet. Sie alle sind jedoch mit dem Hauptkontrollschrank (HKS) des He-Loop-Mol verbunden und gekoppelt. Der HKS stellt die Kommando- und Informationszentrale für das gesamte Experiment dar (Abb. 15, Seite 33). Hier laufen alle Informationen, wie Betriebsdaten, Meßdaten, Sicherheitsinformationen, zusammen. Von hier wird das gesamte Experiment geleitet und überwacht. Alle wesentlichen Daten werden auf Druckern registriert und von einer elektronischen Datenerfassungsanlage aufgenommen, verarbeitet und auf Band gespeichert.

Das HKS ist mit einem Fließschaltbild ausgestattet, an dem die Operateure den Betriebszustand des Experimentes und einzelner Baugruppen und Bauteile erkennen können. Die Betriebs- und Sicherheitsinstrumentierung des Experimentes ist so aufgebaut, daß der Normalbetrieb automatisch abläuft. Erst bei Störfällen, die durch optische und akustische Warnungen angezeigt werden, ist ein Eingriff des Personals erforderlich.

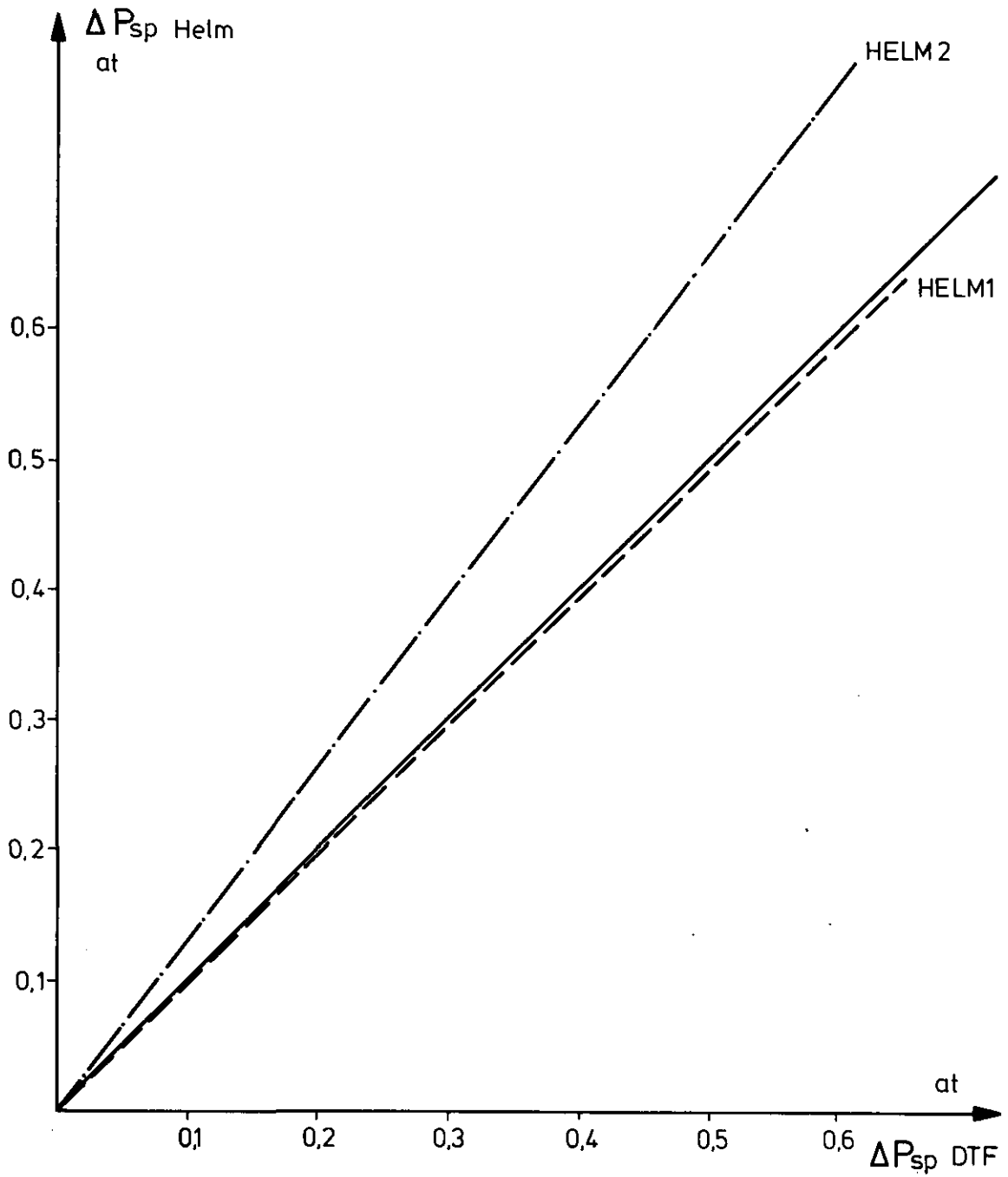
Über die Ergebnisse der Vorbestrahlungen HELM 1 und HELM 2 wird im einzelnen in einem der folgenden Vorträge berichtet. Zwei grundsätzliche Erkenntnisse aus der Kurzzeitbestrahlung von HELM 2 sollen jedoch hier schon besonders hervorgehoben werden.

Einmal wurde der endgültige Nachweis erbracht, daß die hohen spezifischen Leistungsdichten des schnellen Brütters mit Helium als Kühlmittel abgeführt und sicher beherrscht werden können. Zum anderen wurde die generelle Funktionstüchtigkeit des Druckausgleichs-Systems aufgezeigt. Damit konnten die wesentlichen Bedenken gegen dieses Brennelementkonzept schon jetzt ausgeräumt werden.

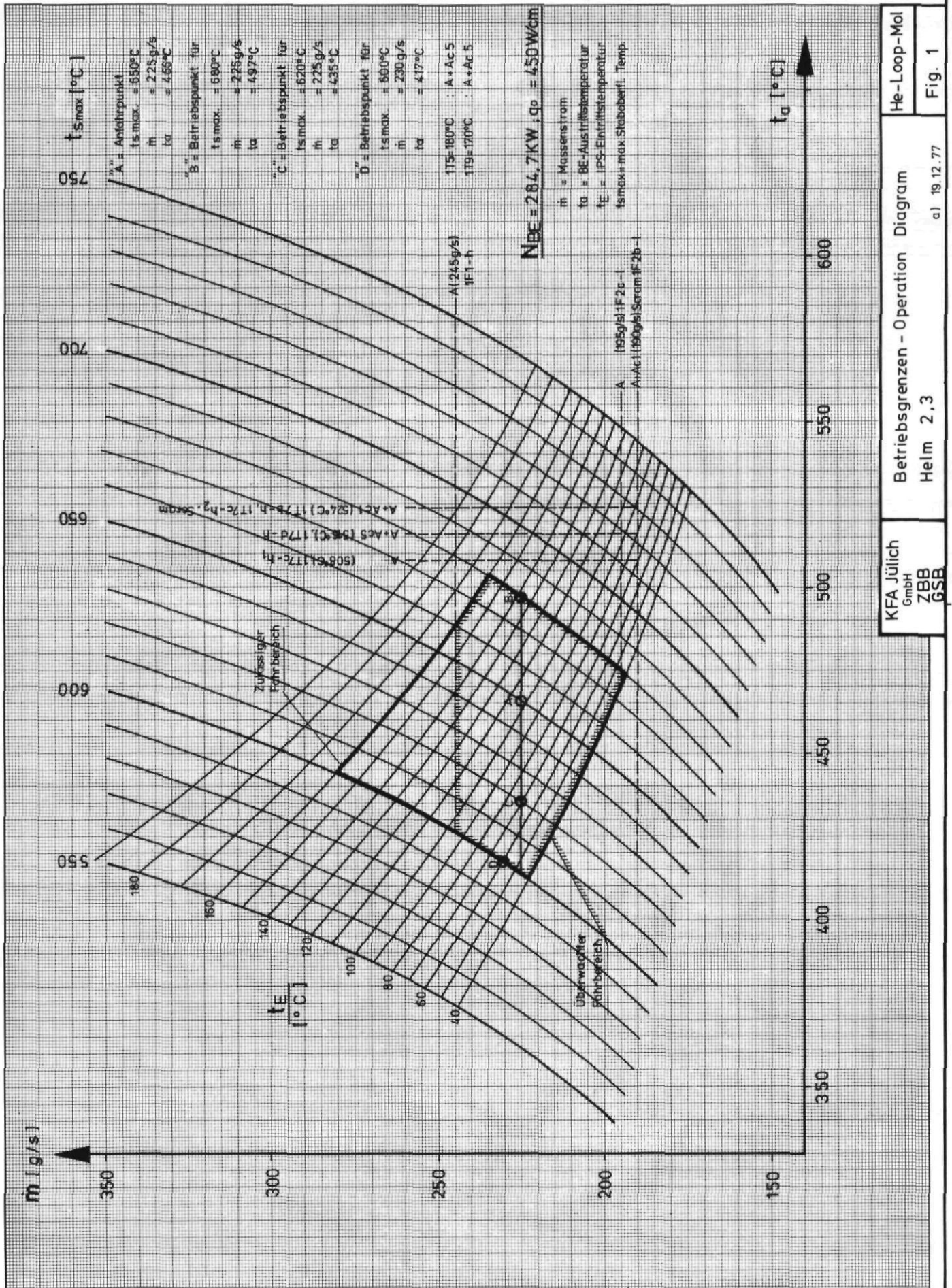
<div>KFA</div>	Z B B	He-Loop-Mol	GSB-Demonstrationsanlage
Zahl der Brennstoffstäbe mit Druckausgleich		12	265
Außen-Ø der Stäbe		8,0	7,4
Art der Staboberfläche		künstliche	Rauigkeit
Länge der Brennstoffzone mm		600	1130
Länge der Brutzone mm		420	450
Länge der Stabfallen mm		50	76
Brennstoff		(U,Pu)O ₂	(U,Pu)O ₂
Hüllrohrmaterial		1.4981 (316 SS)	316 SS
Kühlgas		strömendes Helium mit definier- tem Gehalt an H ₂ O, H ₂	
Max. Gastemperatur °C		500 (580)	580
Betriebsdruck bar		60	86
Max. Hüllrohrtemperatur °C		680	639
Lin. Stabileistung kW/m		45	33
Max. Abbrand MWd/kg		60 (100)	100
BE-Bypassdichtung		Kolbenringe	
Dichtung Spaltgas- übertrittsstelle		Metall zu Metall-Konus	
Durchsatz an der Spalt- gasübertrittsstelle g/s		0 - 2	0,15
Datenvergleich für die Test-BE des He-Loop-Mol mit den Brennelementen einer GSB-Demonstrationsanlage			



Abhängigkeit der max. lin. Stableistung q_0 und der max. Staboberflächentemperatur t_{sm} von der γ -Leistungsdichte $P_{\gamma 0}$



Charakteristik der Spaltgasübertrittsstelle
für HELM 1 und HELM 2 im Vergleich zur DTF



He-Loop-Mol

Betriebsgrenzen - Operation Diagram

a) 19.12.77

Fig. 1

KFA Jülich

GmbH

ZBB

GSB

Helm 2,3

Abb. 4

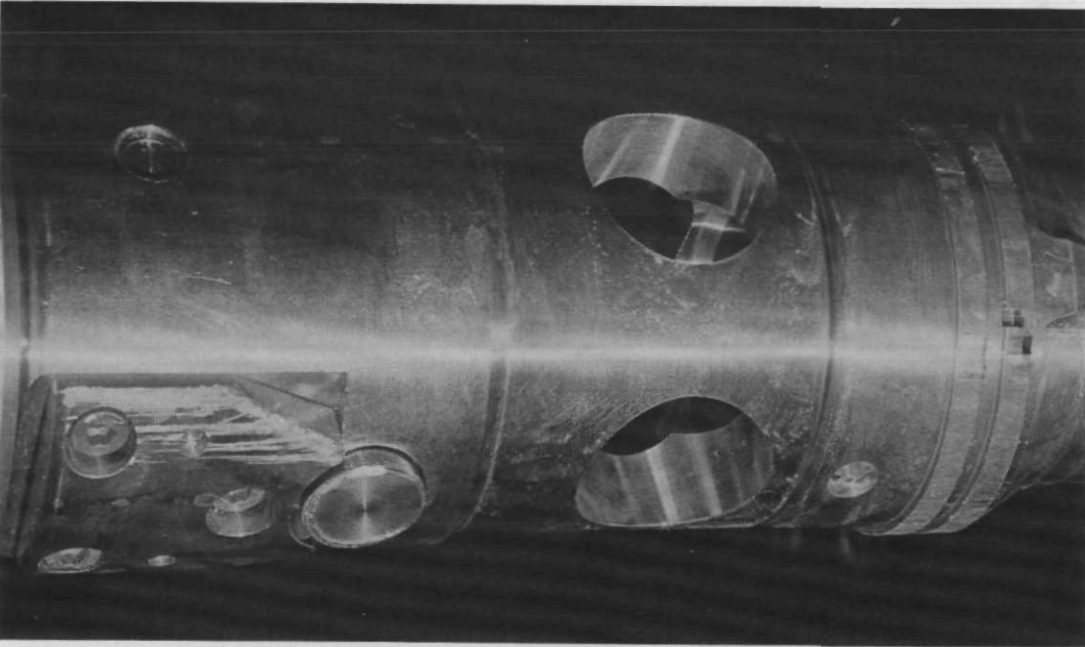


Abb. 5: BE-Kopf mit beschädigter Führungsrolle, Positionstein und Kolbenringen

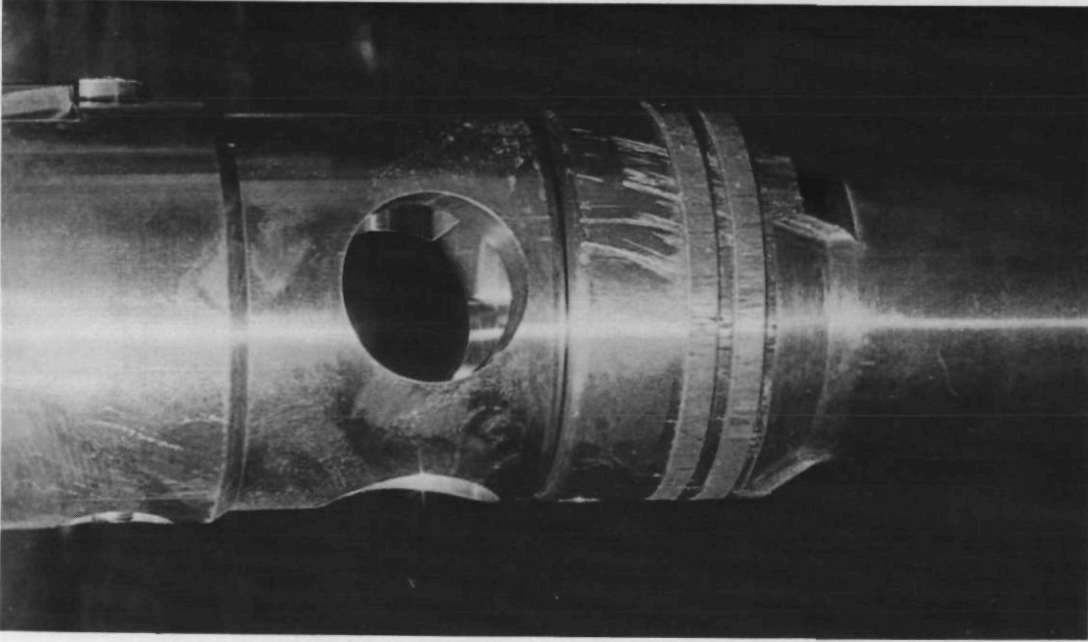
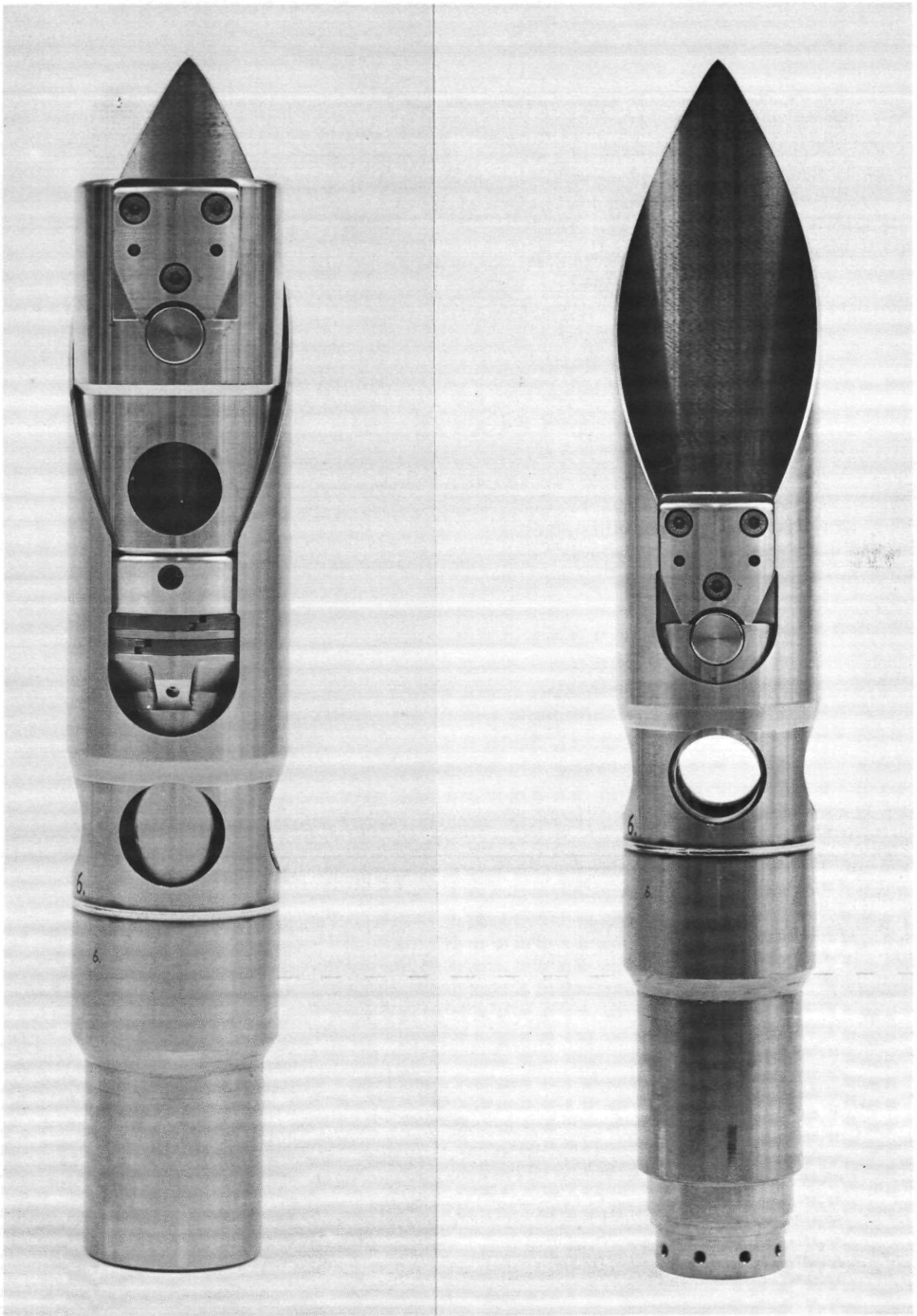
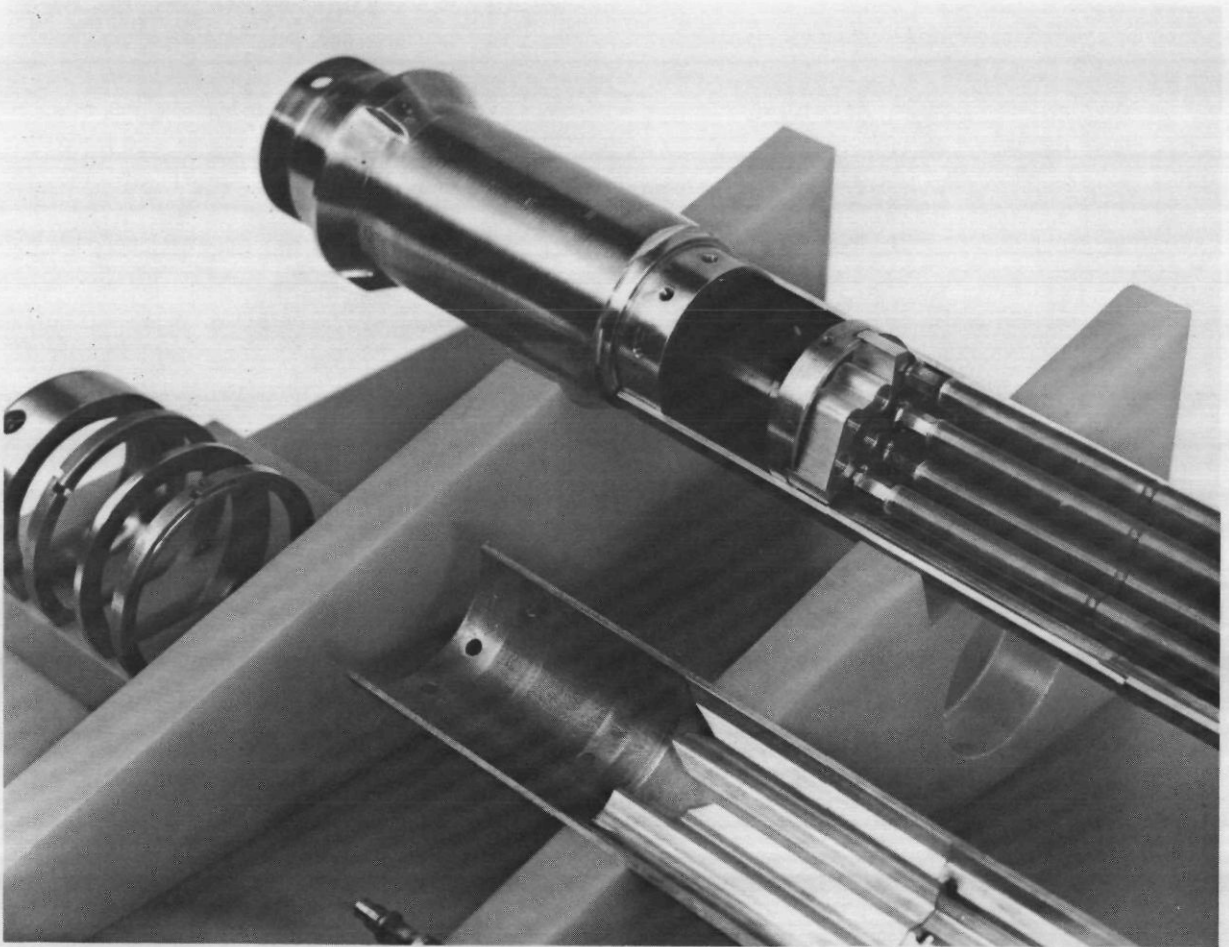
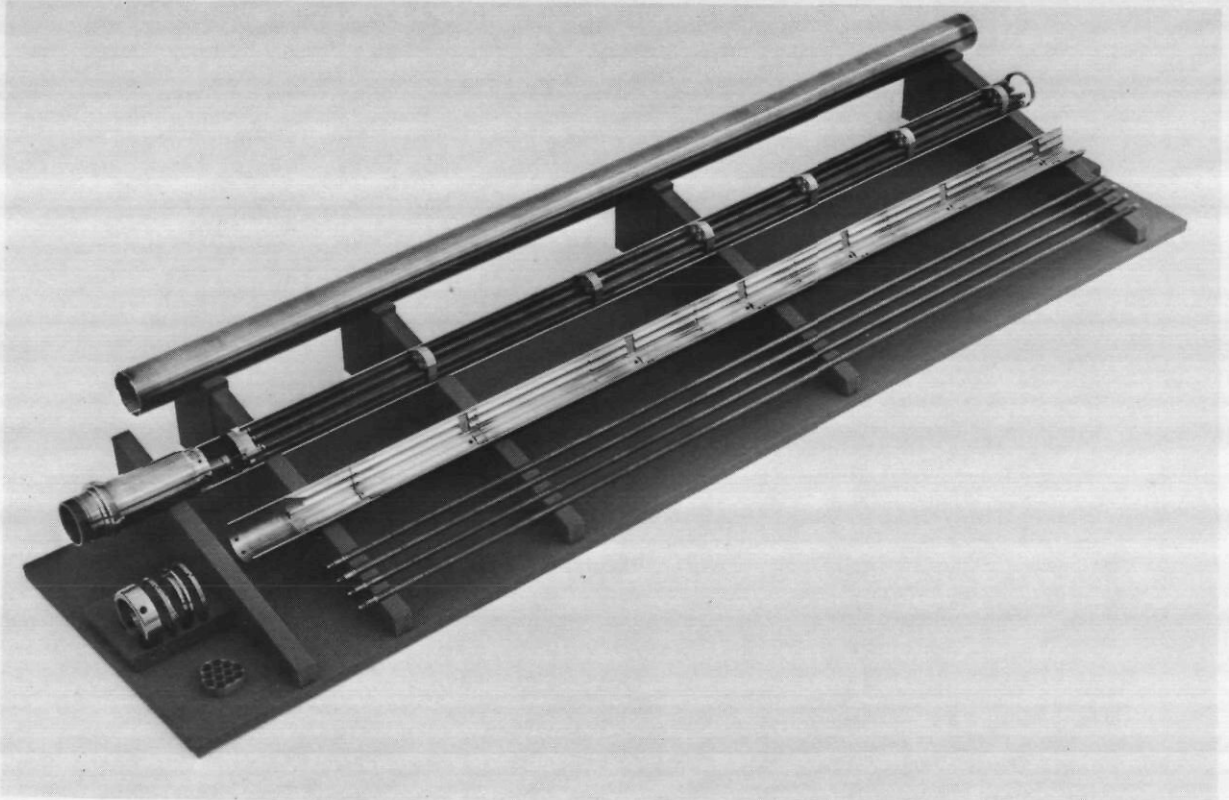


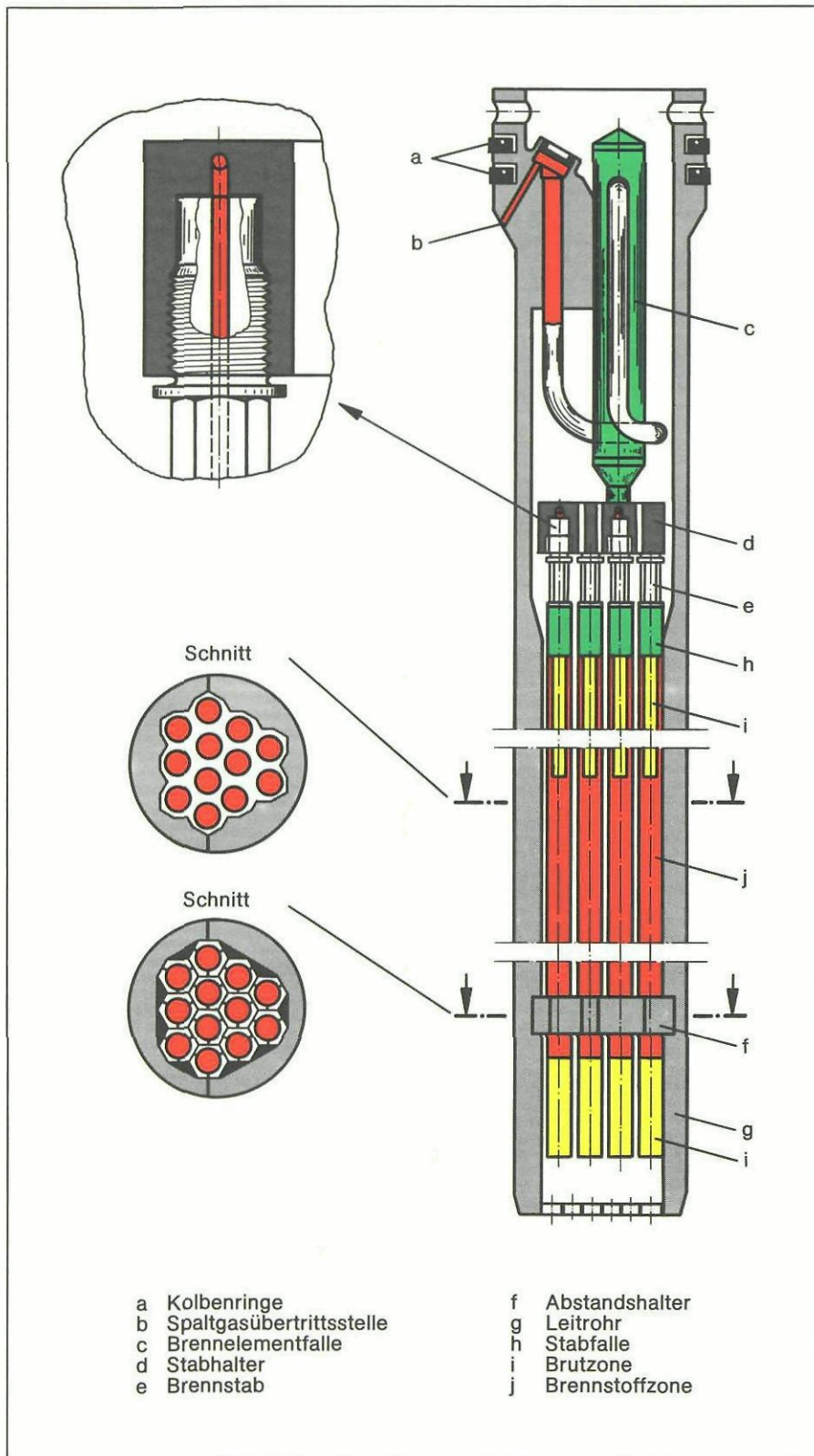
Abb. 6: Beschädigter BE-Kopf



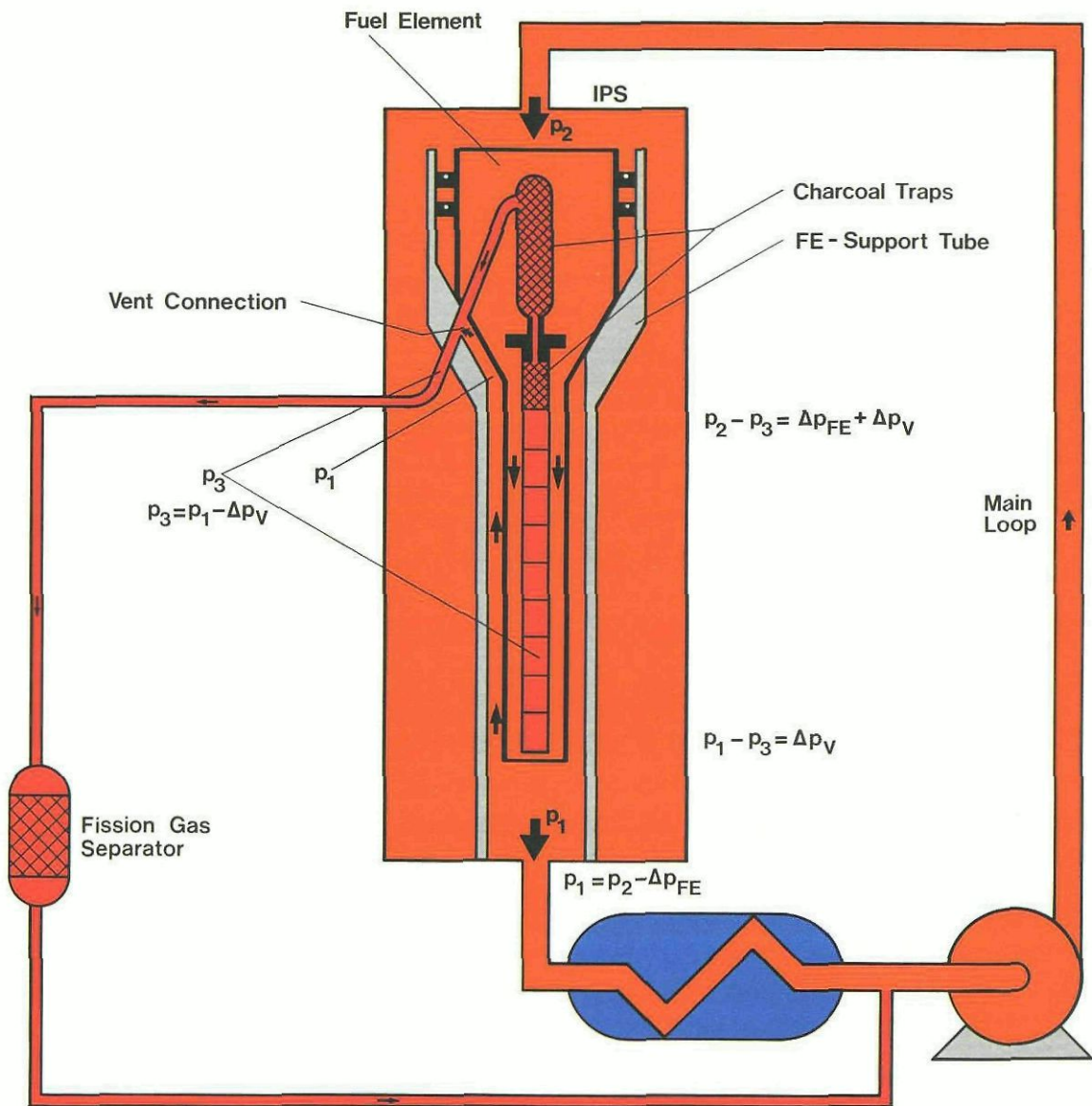
Korrekte Lage des BE-Kopfes im BE-Stützrohr,
links während des Einsetzens, rechts in Bestrahlungsposition



Test-Brennelement He-Loop-Mol

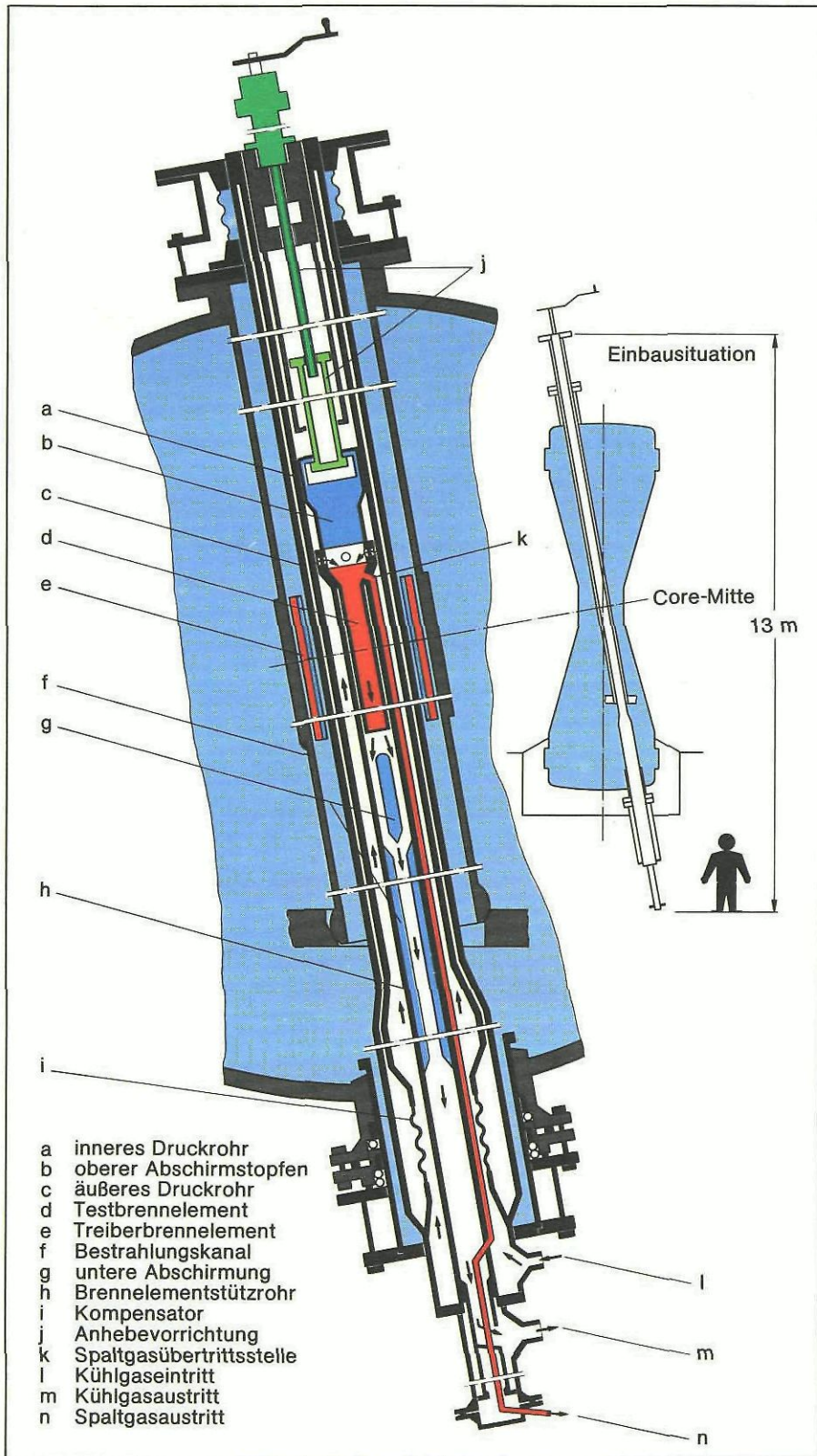


Schematischer Aufbau des Test-Brennelementes

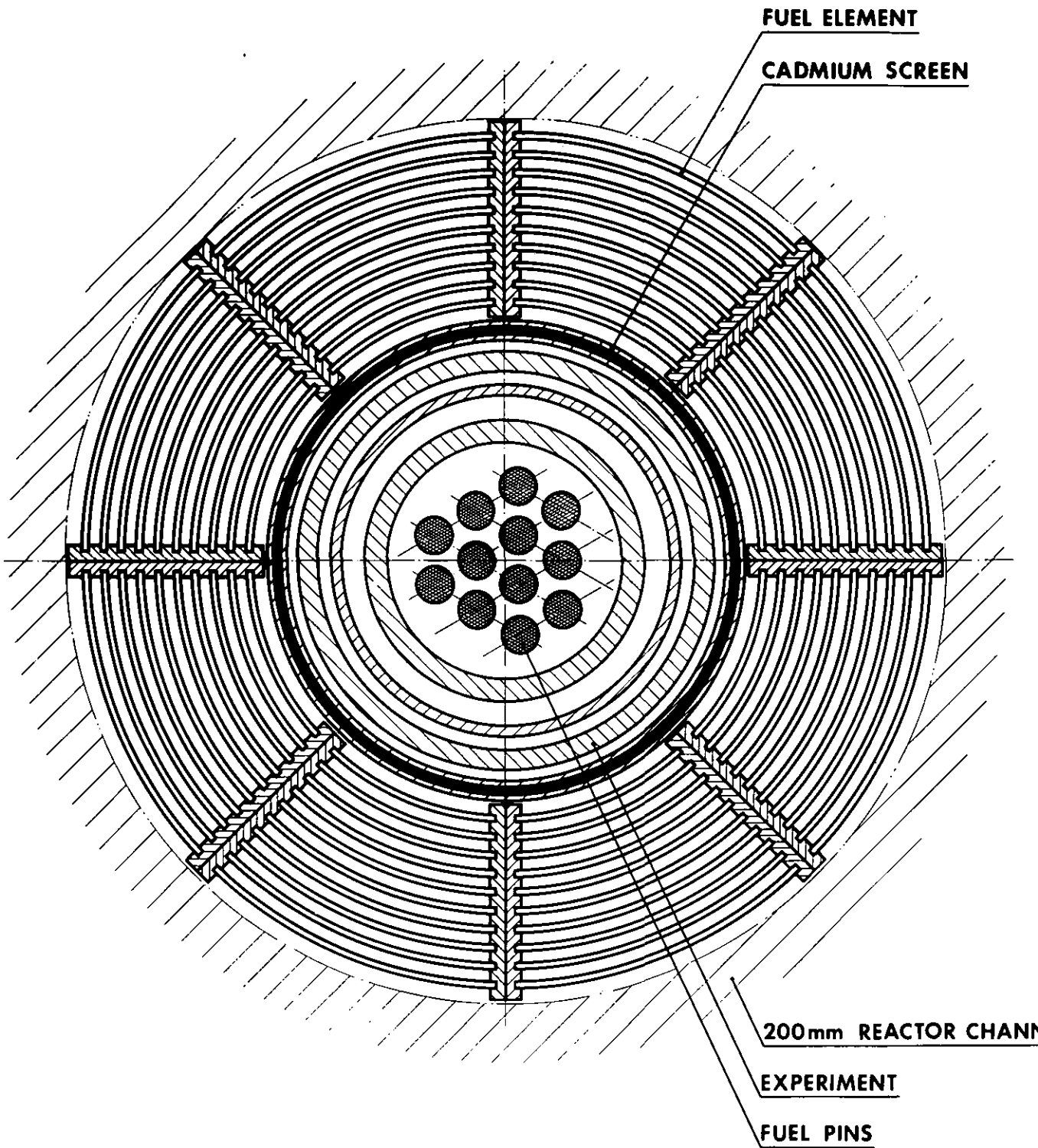


PRESSURE EQUALISATION SYSTEM

HE-LOOP-MOL



Inpile-Strecke (IPS) He-Loop-Mol



**CROSS SECTION OF HELIUM-LOOP-MOL
WITH DRIVER FUEL ELEMENT 200 BR2**

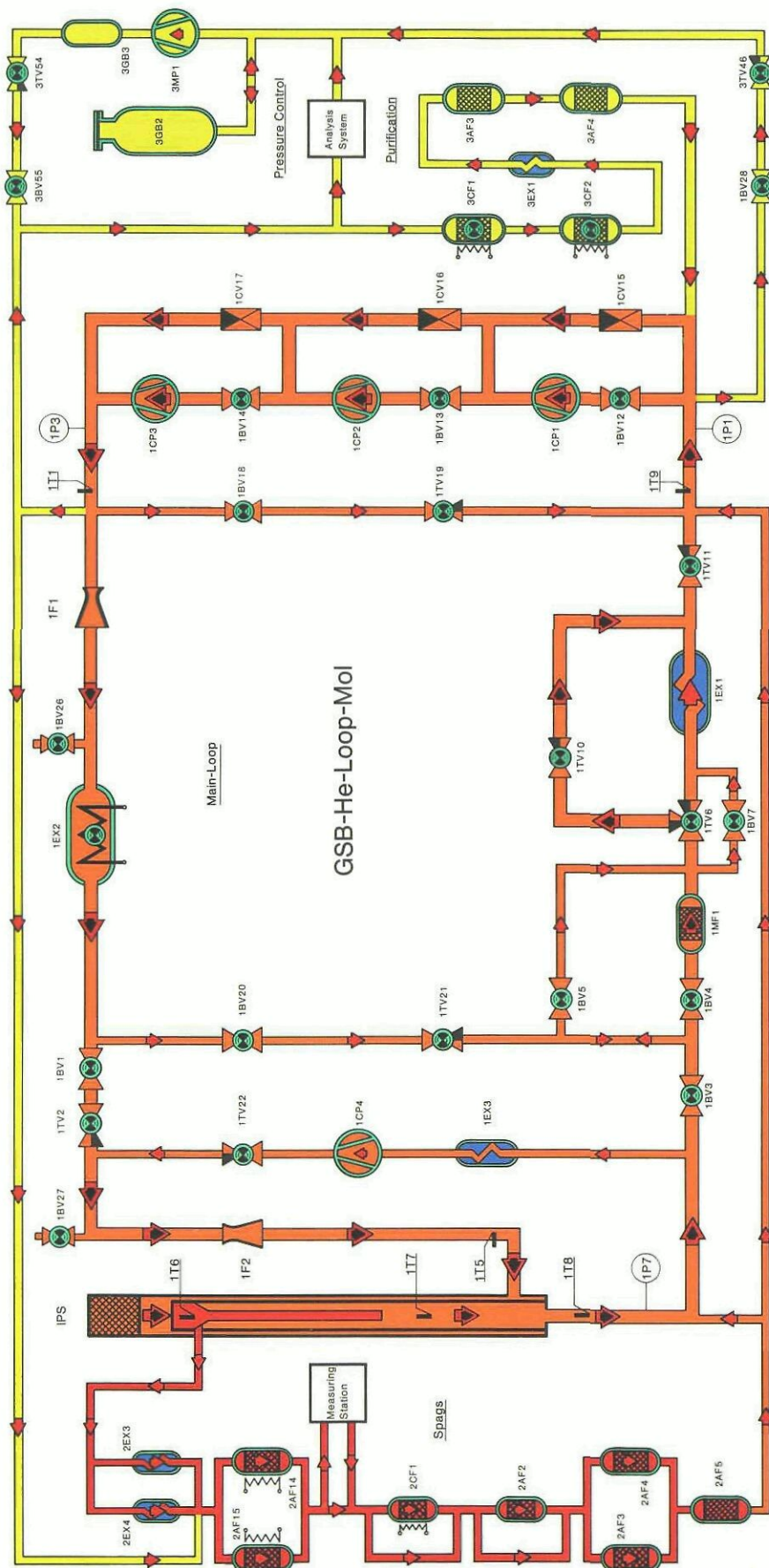
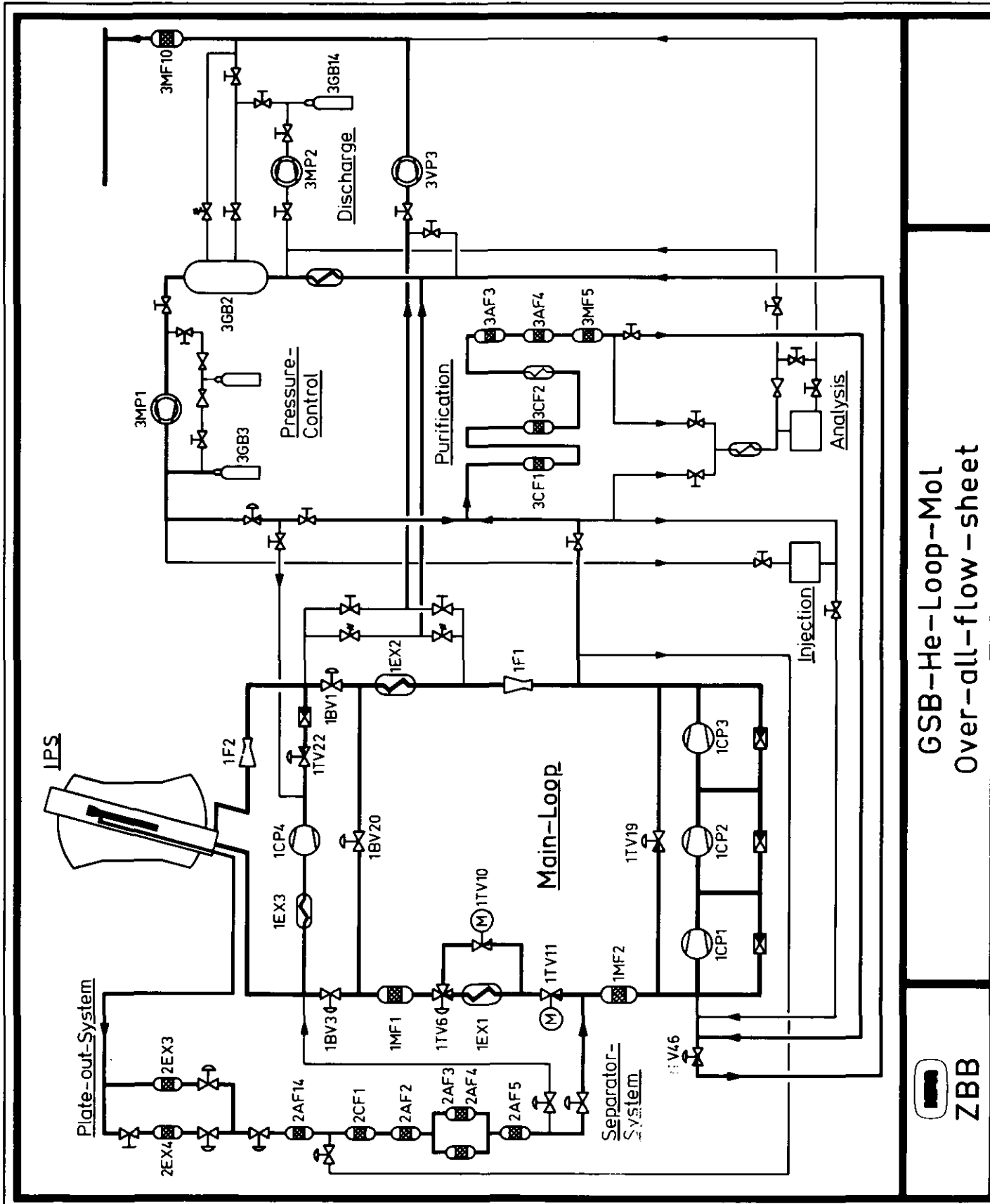


Abb. 13



GSB-He-Loop-MoL
Over-all-flow-sheet

ZBB



Hauptkontrollschrank des He-Loop-Mol

3.4 AUSLEGUNG UND SICHERHEIT EINES 1000 MWe-GASBRÜTERKRAFTWERKS C. A. Götzmann, P. Rau, Kraftwerk Union, Erlangen

1. Einführung

1.1 Warum Brutreaktoren und warum Gas als Kühlmittel?

Unabhängig davon wie die zahlreichen Schätzungen bezüglich Energieverbrauch einerseits und Energieträgerreserven, besonders derjenigen auf der Basis Natururan, andererseits im individuellen Fall jeweils aussehen mögen, in einem sind sich alle Fachleute weitgehend einig: wird Uran nur in Konverterreaktoren, d. h. solchen mit einer effektiven Konversionsrate kleiner eins, eingesetzt, so reicht der Energieträger Uran kaum nennenswert länger als etwa Öl oder Erdgas. Dies gilt auch dann - darüber sind sich die meisten Fachleute ebenfalls einig -, wenn man berücksichtigt, daß längerfristig noch mit zunehmenden Uranfunden weltweit zu rechnen ist. Speziell für die Bundesrepublik Deutschland kommt hinzu, daß sie über nahezu keine abbauwürdigen Vorräte verfügt. Mit anderen Worten: wir sind nicht nur bei den fossilen Energieträgern Erdöl und Erdgas, sondern auch bei dem nuklearen Energieträger Uran stark importabhängig. Diese Abhängigkeit zu mildern und zu beseitigen ist die Zielsetzung der deutschen Brüterentwicklung.

Über diesen versorgungspolitischen Aspekt hinaus lassen sich für die Brüterentwicklung noch andere Gründe, speziell ökologische angeben: die um mehr als einen Faktor 50 bessere Ausnutzung des Natururans verringert in entsprechendem Maße die mit der Uran-gewinnung verbundenen Umweltveränderungen. Dies ist insbesondere dann von Bedeutung, wenn Lagerstätten erschlossen werden müssen, die das Erz in nur sehr geringer Konzentration enthalten. Hinzu kommt, daß es gerade mit Brutreaktoren möglich ist, die mit der Anwendung der Kernenergie verbundene Erzeugung von unerwünschten künstlichen Isotopen zu minimieren. Schließlich verbleibt noch als Argument für die Energieerzeugung durch Kernspaltung schlecht-

hin, daß die potentiell gefährliche CO_2 -Anreicherung der Erdatmosphäre unterbleibt, die bei der verstärkten Verbrennung fossiler Energieträger eintreten würde.

Die Notwendigkeit, Brutreaktoren zu entwickeln, läßt sich also einleuchtend herleiten. Daß solche Brutreaktoren sogenannte schnelle Reaktoren sind, ist physikalisch begründet: je weniger Zusammenstöße ein bei der Kernspaltung entstandenes Neutron erfährt, bevor es wieder eine Spaltung erzeugt, umso mehr Neutronen können für den Brutprozeß freigesetzt werden. Für den Konstrukteur eines Brutreaktors folgt daraus, daß er im Reaktorkern außer Brenn- und Brutstoff möglichst wenig Material verwenden darf. Diese Forderung läßt sich am ehesten verwirklichen, wenn Gas zur Kühlung des Kerns verwendet wird. Diese grundsätzliche Überlegung sowie die Erwartung, daß ein Gas, wie etwa Helium, technologisch einfacher zu handhaben ist als das für die Schnellbrüterentwicklung bisher generell bevorzugte Kühlmittel Natrium, haben dazu geführt, daß weltweit an verschiedenen Stellen an der Entwicklung des gasgekühlten schnellen Brutreaktors gearbeitet wird. Daß diese hinter derjenigen für den natriumgekühlten Brüter verläuft, liegt in dem nicht erwähnten physikalischen Umstand begründet, daß die Gaskühlung erst mit großen und mit oxidischem Brennstoff ausgerüsteten Cores technisch sinnvoll wird. Dieser Umstand war zu Beginn der Brüterentwicklung nicht gegeben und führte deshalb zur Wahl von Natrium als Kühlmittel.

1.2 Basis der deutschen Gasbrüterentwicklung

Alle in der Gasbrüterentwicklung tätigen Institutionen waren und sind sich darüber einig, die Erfahrungen zu nutzen, die bei der Entwicklung der natriumgekühlten schnellen Brüter einerseits und bei derjenigen der thermischen Hochtemperaturreaktoren andererseits anfallen. Der Gasbrüter wurde stets als eine Synthese aus diesen beiden fortgeschrittenen Reaktortypen gesehen, welche diese mit relativ geringem Entwicklungsaufwand sinnvoll ergänzt. Neben dieser sachbezogenen Abstützung auf schon vorhandene Programme war man ebenfalls aus Kostengründen stets um eine inter-

nationale Zusammenarbeit bemüht. Die Entwicklungsarbeiten in Deutschland werden gemeinsam von den Kernforschungszentren Jülich und Karlsruhe zusammen mit der Kraftwerk Union durchgeführt. Im Rahmen des Bestrahlungsvorhabens MOL partizipiert das belgische Centre d'Etudes Nucleaires ebenfalls an den Entwicklungsarbeiten. International gesehen ist die deutsche Gasbrüterentwicklung direkt mit dem entsprechenden Programm in den USA abgestimmt. Aufgrund dieser Abstimmung waren die deutschen Arbeiten im wesentlichen konzentriert auf die beiden Schwerpunkte "Brennelemententwicklung auf experimenteller Basis" und "Nachweis der Lizenzierbarkeit großer, d. h. kommerzieller Gasbrüterkraftwerke". Über die Brennelemententwicklung wird an anderer Stelle dieses Bandes berichtet. Zweck der vorliegenden Ausführung ist es, über das Konzept eines 1000 MWe-Gasbrüters und die dafür vorgenommenen Sicherheitsanalysen zu berichten.

2. Der Reaktorkern und seine Auslegung

2.1 Brennelement und Kernaufbau

Wie bei den Natriumbrütern ist man beim Gasbrüter bemüht, die thermische Reaktorleistung aus einem möglichst kleinen Kern abzuführen. Wegen dieser Tatsache und wegen des gewählten Grundsatzes "Abstützung auf die SNR-Entwicklung" folgt, daß der Reaktorkern und seine Brennelemente demjenigen für den Natriumbrüter sehr ähnlich sind. Wie bei jenem besteht der Gasbrüterkern aus einer Vielzahl von sechseckigen Brennelementen (210), die an der Kernperipherie von ebenfalls sechseckigen Brutelementen (etwa 200) umgeben sind. Das Brennelement selbst besteht aus 264 Brennstäben, welche den Brennstoff Uran-Plutoniummischoxid in Tablettenform in Edelstahlhüllrohren mit einem Außendurchmesser von 8.2 mm enthalten. Zur Anpassung des Kühlmitteldurchsatzes an die Leistungsverteilung ist das sechseckförmige Stabbündel in einem stählernen Hüllkasten (Abb. 1, Seite 49) angeordnet, welcher die gewünschte Drosselung des Durchsatzes ermöglicht. Die aktive Zone des Kerns ist ca. 150 cm hoch. Ihr Durchmesser beträgt 300 cm. Die Dimensionen der Brutmäntel betragen 60 cm in axialer und 50 cm in ra-

dialer Richtung. An anderer Stelle dieses Bandes wird das Gasbrüterbrennelement ausführlich beschrieben und gezeigt, wie sich aus ihm wesentliche Daten für das Bestrahlungsvorhaben MOL ableiten. Deshalb sei hier nur auf zwei Besonderheiten hingewiesen, welche es von einem Brennelement für einen großen Natriumbrüter unterscheiden. Zum einen ist der größere Teil der aktiven Länge des Brennstabs mit einer künstlichen Aufrauhung versehen, um den relativ schlechten Wärmeübergang an der äußeren Staboberfläche um einen Faktor zwei zu verbessern. Zum anderen sind die einzelnen Brennstäbe zu einem reaktorinternen Spaltgassammelsystem hin "ventiliert", in erster Linie, um den Brennstab von dem außen anstehenden hohen Kühlmitteldruck (120 bar) zu entlasten und somit gleiche Verhältnisse herzustellen, wie sie in einem typischen Natriumbrüter vorherrschen. Das Bestrahlungsvorhaben MOL ist unter anderem gerade dazu vorgesehen, das erwartete stationäre und dynamische Verhalten dieses Brennstabbelüftungssystem für den Gasbrüter experimentell zu verifizieren. Von den in der Tabelle (Abb. 2, Seite 50) angeführten Brennelementdaten sei hervorgehoben, daß für den Gasbrüter die gleiche maximale Hüllrohrtemperatur (700°C) sowie die gleiche relative Hüllrohrwanddicke (Außendurchmesser bezogen auf Innendurchmesser = 1,15) wie für den Natriumbrüter SNR 300 festgelegt sind. Die Beschränkung auf diese Werte erfolgte unter dem schon erwähnten übergeordneten Gesichtspunkt, möglichst wenig von der Natriumbrübertechnologie abzuweichen, um deren Erfahrungen weitestgehend nutzen zu können.

2.2 Reaktorphysik und Thermohydraulik

Die reaktorphysikalische Auslegung des Gasbrüters unterscheidet sich von derjenigen für den Natriumbrüter nurmehr dadurch, daß wegen der wesentlich geringeren Kühlmitteldichte wesentlich geringere Rückwirkungen der thermohydraulischen und konstruktiven Auslegung auf das neutronenphysikalische Verhalten des Kerns zu verzeichnen sind, besonders wenn dieser von der Größe für das hier diskutierte 1000 MWe-Kraftwerk ist. Demzufolge kommen bei der Gasbrüterausslegung nicht nur alle Methoden und Rechenpro-

gramme zur Anwendung, die für die Natriumbrüterentwicklung erstellt worden sind, sondern es ergibt sich auch, daß wesentliche reaktorphysikalische Daten (s. linke Spalte der Tabelle Abb. 3, Seite 51) bei einem Vergleich nur wenig von denjenigen für einen gleich großen Natriumbrüter abweichen. Zwei Dinge müssen jedoch hervorgehoben werden, welche beide auf der eingangs erwähnten geringen Kühlmitteldichte und der daraus resultierenden geringen Moderation und Absorption von Neutronen beruhen. Zum einen handelt es sich um die typisch hohe Brutrate des Gasbrüters (1.45) und zum anderen darum, daß der Kühlmittelvolumenanteil in einem Gasbrüter normalerweise stets größer ist als bei einem Natriumbrüter, was wiederum zur Folge hat, daß der Kerndruckverlust des Gasbrüters wesentlich kleiner ist als derjenige für den Natriumbrüter. Dieser Umstand ist auch nahezu zwangsläufig, denn wegen der geringen Heliumdichte ergeben sich trotz der im Vergleich zu Natrium besseren Wärmekapazität Kühlmittelvolumenströme, die zu unerwünscht hohen Pumpleistungen führen, wenn der Kerndruckverlust nicht vergleichsweise niedrig (3 bar nominell im vorliegenden Fall) gehalten wird. Aus eben diesen Gründen ist das Gitter des Gasbrüters wesentlich weiter als dasjenige des Natriumbrüters, welches wiederum zur Folge hat, daß viele Probleme des Brennelementes, die sich aus betriebsbedingten Geometrieänderungen ergeben, in einem großen Gasbrüterkern durch "Platz schaffen" leichter gelöst werden können. Wesentliche Daten für die thermohydraulische Auslegung des Reaktorkerns sind aus der rechten Spalte der Tabelle (Abb. 3, Seite 51) zu entnehmen. Die niedrige mittlere Anreicherung des Reaktorkerns (12.5 %) hat eine hohe interne Konversionsrate zur Folge, so daß die Zahl der Regel- und Abschaltstäbe auf 18 beschränkt bleiben kann.

3. Anlagentechnik

3.1 Primärsystem

Das Primärsystem des gasgekühlten schnellen Brütters ist in Anlehnung an dasjenige für den HTR mit Dampfkreislauf konzipiert. Wie bei diesem sind alle Komponenten vollständig in einen Spannbetonbehälter integriert. Dieser ist in der sogenannten Pod-Bauweise ausgeführt, bei welcher die Zentralkaverne für den Reaktorkern von zwölf kleineren Kavernen für acht Dampferzeuger und vier Notwärmetauschern umgeben ist (Abb. 4, Seite 52). Die Vorspannung des für einen Betriebsdruck von 120 bar ausgelegten Behälters wird durch axiale Spannkabel und durch eine Umwicklung des Behältermantels aufgebracht. Die Gasdichthaut bildet ein kalter Liner mit aufgeschweißtem Kühlsystem und Verankerungselementen auf der Betonseite. Gasseitig ist der Liner mit einer keramischen Faserisolierung versehen, wie sie auch bei anderen gasgekühlten Reaktoren gebräuchlich ist. Den Abschluß der Dampferzeugerkavernen bilden Betondeckel, in welchen die Turbinen-Gebläse-Einheiten untergebracht sind, die das Kühlmittel umwälzen. Der gasdichte Abschluß wird durch Schweißlippendichtungen erzielt. Die Kavernen für die Notkühleinrichtungen sind durch Stahldeckel nach dem Doppeldeckelprinzip verschlossen. Die Durchführungen für die Beladeeinrichtungen sind ebenfalls mit Doppeldeckeln ausgerüstet. Alle übrigen Durchführungen durch die Behälterwand sind in ihrem Durchmesser so begrenzt, daß ihr Versagen zu keinem sehr raschen Kühlmittelverlust führen kann. Der Durchmesser der Zentralkaverne beträgt 8 m, der der Dampferzeuger 3.5 m. Die äußeren Maße des Spannbetonbehälters betragen 30 m für den Durchmesser und 32 m für die Höhe.

Eines der Hauptmerkmale des Primärkreislaufes ist der "hängend" angeordnete Reaktorkern. Diese Anordnung wurde gewählt, weil sie bei hypothetischen Störfällen das frühzeitige Herausfallen von Brennelementteilen oder geschmolzenem Brennstoff aus dem aktiven Kernbereich begünstigt und somit den Ablauf und die Folgen solcher Störfälle mildert.

Im Normalbetrieb wird der Reaktorkern von oben nach unten durchströmt und gibt seine Wärme in den Dampferzeugern ab. Dabei strömt das Heißgas zunächst durch das Nachüberhitzbündel, wird dann in einem Rohr im Zentrum des eigentlichen Dampferzeugerbündels hochgeführt und durchströmt dieses von oben nach unten. Diese Umkehr wurde gewählt, um auf der Sekundärseite des Dampferzeugers eine stabile Aufwärtsverdampfung zu ermöglichen. Wie bei den HTR's sind die Dampferzeuger des Gasbrüters wendelförmige Bündel.

Das Kühlgas wird in jedem Loop von einem einstufigen axialen Gebläse umgewälzt, das von einer ebenfalls einstufigen Gebläseturbine angetrieben wird. Diese Turbine wird vom gesamten Massenstrom eines Dampferzeugers durchströmt. Die Laufräder von Turbine und Gebläse sind über eine gemeinsame Welle starr verbunden und fliegend gelagert. Die Lager sind wassergeschmiert, die Abdichtung gegenüber dem Kühlgas erfolgt durch ein Helium-Sperrgassystem. Antriebsturbine und Gebläse können als gesamte Einheit zur Wartung ausgebaut werden. Die primärseitige Gasdurchsatzregelung erfolgt durch Drehzahlregelung der Antriebsturbine über ein Ventil, welches dieser vorgeschaltet ist. Infolge des geringen Massenträgheitsmomentes des Aggregates ist eine gute Regelbarkeit gewährleistet. Der Schaufelkranzdurchmesser des Verdichters beträgt 65 cm. Bei der Nenndrehzahl von 12000 Upm und einer relativen Druckerhöhung von 4.5 % beträgt die mechanische Leistung eines Gebläses 15 MW.

Die vier Notkühlkreisläufe sind jeweils mit einem langsam laufenden Radialverdichter ausgerüstet, der mittels eines Elektromotors angetrieben wird. Die Rohrbündel der Gas-Wasserwärmetauscher sind wie die der Dampferzeuger spiralenförmig gewickelt. Im Normalbetrieb sind die Hilfsloops von den Hauptloops durch Klappen getrennt, die bei Ausfall der letzteren automatisch öffnen.

Zum Brennelementwechsel wird der Reaktor abgeschaltet und der Kühlgasdruck auf etwas unter 1 bar abgesenkt. Infolge der hängenden Anordnung des Reaktorkerns werden die Brennelemente durch den Boden der Reaktorkaverne ein- und ausgeschleust. Für den Wechsel sind zwei Maschinen vorgesehen, wobei die eine, durch die zentrale

Ladeöffnung in die Reaktorkaverne eingebracht, die Brennelemente innerhalb dieser verfährt, während die andere das Ein- und Ausschleusen durch eine dafür vorgesehene Öffnung übernimmt. Zum Abklingen werden die bestrahlten Elemente in einem speziellen Lagerbecken unter Wasser gelagert.

3.2 Sekundärsystem

Die Haupteinflußgrößen auf die Auslegung des Dampfkreislaufes sind die Reaktoraustrittstemperatur, die Wahl der Gebläse und ihres Antriebes sowie die Wahl der Kühlung. Die Reaktoraustrittstemperatur bestimmt weitgehend die Dampftemperatur, die Wahl der in Serie mit der Hauptturbine geschalteten Antriebsturbinen für die Gebläse legt bei gegebenem Druck nach dem Dampferzeuger den Bereich des Dampfdruckes vor der Hauptturbine fest. Abb. 5 (Seite 53) zeigt den prinzipiellen Wärmeschaltplan für die untersuchte Gasbrüteranlage. Der Zustand des die Dampferzeuger verlassenden Frischdampfes beträgt 510° und 180 bar. Nach Durchströmen der Gebläseantriebsturbinen wird er wieder in die Dampferzeugerkavernen zurückgeführt und in speziellen Bündeln nachüberhitzt. Mit den Daten 510° und 100 bar wird er dann der Hauptturbine zugeführt. Die Turbogruppe besteht im wesentlichen aus einem zweiflutigen Hochdruckteil, einem sechsflutigen Niederdruckteil, der Kondensationsanlage und dem Generator. Bei der gewählten Vorwärmtemperatur von 170°C ergibt sich eine vierstufige Vorwärmanlage, wobei drei Niederdruckstufen und die Entgasungsanlage als vierte Vorwärmstufe benützt werden. Die Verlustwärme wird über einen Naßkühlturm abgeführt. Der Kondensatordruck, welcher der Auslegung zugrundegelegt wurde, beträgt 0.083 bar.

Für die Speisewasserzufuhr sind zwei 50 %-Pumpen für den Normalbetrieb und eine 50 %-Pumpe als Ersatz vorhanden. Die Normallast-Pumpen werden von Dampfturbinen angetrieben. Niedriglastpumpen mit Elektro-Motor-Antrieb übernehmen nach dem Abschalten des Reaktors die Speisewasserversorgung der Dampferzeuger.

Zum An- und Abfahren der Anlage sowie zur Beherrschung von gewissen Störfällen ist die Anlage mit ölgefeuerten Hilfsdampferzeugern versehen, welche die Gebläseantriebsturbinen solange mit Dampf versorgen, bis daß der Reaktor genügend Dampf ausreichender Qualität liefert.

4. Sicherheit

4.1 Prinzipielle Auslegungsgesichtspunkte

Die spezifischen Eigenschaften des Gasbrüters und die sich daraus ergebenden Sicherheitsprobleme sind im wesentlichen durch den Schnellen Kern und die Eigenschaften des gewählten Kühlmittels bestimmt. Wie auch bei anderen Schnellen Reaktoren enthält der Kern des Gasbrüters keinen Moderator. Daraus folgt die typisch kurze Neutronenlebensdauer und die Tatsache, daß der Reaktorkern sich im Normalbetrieb nicht in seiner kritischsten Anordnung befindet. Unter Berücksichtigung der ökonomischen Randbedingungen ergibt sich weiter eine relativ hohe spezifische Brennstoffbelastung, die aufgrund der geringen Wärmekapazität des Kerns bei Ausfall der Kühlung zu hohen Aufheizraten führt.

Auslegung und Konstruktion des Reaktors erfolgen daher unter dem Gesichtspunkt, daß

- schnelle Reaktivitätszuführungen, insbesondere solche über einem Dollar, eine extrem geringe Eintrittswahrscheinlichkeit besitzen,
- keine Veränderungen der Kerngeometrie vorkommen bzw. daß solche, wenn sie dennoch möglich sind, eine Reaktivitätsabnahme bewirken,
- das Abschaltssystem mit großer Zuverlässigkeit funktioniert,
- bei einem Kühlmittelverlust die Ausströmrate begrenzt ist,
- eine ausreichende Kühlmittelumwälzung unter allen Umständen aufrecht erhalten wird,

- eine ausreichende Kühlmitteldichte nach Kühlmittelverlust sichergestellt ist.

Diese Bedingungen werden erfüllt durch:

- die Wahl des Kühlmittels Helium, bei dem keine Phasenänderung und die damit verbundenen Folgestörungen, insbesondere rasche Voideffekte, auftreten können. Der Reaktivitätsanstieg bei Druckverlustunfall ist so langsam, daß er mit den Abschalt-systemen abgefangen werden kann.
- die Begrenzung des Reaktivitätswertes eines Regelstabes auf 0,8 %;
- die Wahl eines hängenden Kerns, bei dem Schwerkraft und Kühlmittelströmung eventuell entstehende Zonen geschmolzenen Brennstoffs aus dem Kern heraustreiben.
- die Verwendung von zwei Abschaltssystemen, die sich in ihrer Ausführung prinzipiell unterscheiden.
- die Integration des nuklearen Dampferzeugungssystems in einem Spannbetonbehälter.
- die Unterteilung des Hauptkühlsystems in mehrere parallele Loops, die - soweit die aktiven Komponenten betroffen sind - voneinander unabhängig sind.
- den Antrieb der Umwälzgebläse mit Dampfturbinen, die direkt in den Energiefluß eines jeden Loops geschaltet sind (Dampferzeuger - Gebläseantriebsturbine - Hauptturbine oder Kondensator).
- die Bereitstellung von zusätzlichen Notkühlkreisläufen mit elektrisch angetriebenen Gebläsen, die ihrerseits eine redundante und diversitäre Energieversorgung besitzen.
- das Vorhandensein einer druckhaltenden Sicherheitshülle.

Für schnelle Reaktoren, sowohl natrium- als auch gasgekühlt, sind bisher noch keine allgemein gültigen Sicherheitskriterien aufgestellt worden. Ein Überblick über die bei thermischen Reaktoren geübte Praxis kann jedoch einen Anhalt dafür geben, welche Gesichtspunkte für die sicherheitstechnische Begutachtung des

Gasbrüters von Bedeutung sind. Außerdem wird denjenigen Kriterien Rechnung getragen, die beim Genehmigungsverfahren für den Prototyp des natriumgekühlten Schnellen Brüters zusätzlich gefordert worden sind.

Für das zuvor beschriebene Konzept eines großen Gasbrüterkraftwerks sind in den vergangenen Jahren detaillierte quantitative Sicherheitsanalysen durchgeführt worden, wobei unterschiedlich aufwendige stationäre und dynamische Rechenprogramme verwendet wurden, jenachdem, welche Anforderungen an die Lösung der behandelten Störungen gestellt werden mußten. Nachfolgend werden einige der erzielten Untersuchungsergebnisse in der Übersicht dargestellt.

4.2 Störfälle ohne Kernschmelzen

Von den zu untersuchenden Störfällen ist der Druckverlustunfall von besonderer Bedeutung, da die Wärmeabfuhrkapazität des Primärsystems mit der sinkenden Kühlgasdicke zurückgeht, selbst, wenn die Drehzahl der Gebläse gehalten wird. Der Auslegungsstörfall für den Gasbrüter ist definiert als das plötzliche und vollständige Versagen der Schweißlippendichtung eines großen Kavernenabschlusses. Die mit diesem Unfall verbundene Zeitkonstante für die Druckabsenkung im Primärsystem beträgt 100 Sekunden.

Wegen der geringen Wärmekapazität des Reaktorkerns wird nach Schnellabschaltung die Drehzahl der Gebläse zunächst zurückgenommen, um die Abkühlung des Kerns in Grenzen zu halten. Abb. 6 (Seite 54) zeigt den Verlauf wesentlicher Parameter als Funktion der Zeit unmittelbar nach Beginn des Störfalls. Die höchsten Temperaturen treten jedoch erst nach vollzogenem Druckausgleich mit der Atmosphäre in der Reaktorsicherheitshülle auf, wobei die Höhe der Temperatur von der Höhe des Gegendrucks abhängt, da dieser die verfügbare Gasdicke bestimmt.

Abb. 7 (Seite 55) zeigt den längerfristigen Verlauf der Hüllrohrheißstellentemperatur für verschiedene Gegendrücke in der Sicherheitshülle sowie für verschiedene Bruchgrößen. Der hier beschriebenen Referenzauslegung wurde ein Gegendruck in der Sicherheitshülle von 3 bar absolut zugrunde gelegt, so daß als Folge des Versagens einer Dampferzeugerdeckeldichtung keine höheren Hüllrohrtemperaturen als etwa 800 °C auftreten. Dieser Wert gilt unter der Voraussetzung, daß während des Unfalles alle acht Loops zur Wärmeabfuhr verfügbar sind. Die zu diesem Zeitpunkt vorliegende axiale Temperaturverteilung im Reaktorkern ist aus Abb. 8 (Seite 56) zu ersehen. Zum Vergleich ebenfalls gezeigt sind die Normalbetriebstemperaturen sowie diejenigen, die sich unter der Annahme einstellen, daß zur Kühlung nur Luft zur Verfügung stünde (obere Grenze für die Verhältnisse nach Lufteinbruch als Folge des Kühlmittelverlust-Störfalles).

Abb. 9 (Seite 57) zeigt die maximalen Kerntemperaturen als Funktion der Zahl der Hauptloops, die zur Nachwärmeabfuhr nach Druckausgleich zur Verfügung stehen. Da Naturzirkulation bei niedrigen Systemdrücken die Nachwärme nur unzureichend abführen kann, ist es notwendig, eine sehr zuverlässige Zwangsumwälzung zur Verfügung zu haben. Um dies für die Referenzauslegung nachzuweisen, wurden für diese umfangreiche und detaillierte Zuverlässigkeitsanalysen durchgeführt. Als Versagenskriterium wurde eine Hüllrohrheißstellentemperatur von 1200 °C angenommen. Die Wahrscheinlichkeit dafür, daß im Verlaufe des Unfalls diese Temperatur überschritten wird, wurde zu 3×10^{-4} ermittelt. Diese Wahrscheinlichkeit ist eine stark abhängige Funktion der als zulässig gewählten Hüllrohrtemperatur. Setzt man diese z. B. zu 1300 °C an, dann reduziert sich die rechnerische Ausfallwahrscheinlichkeit um mehr als eine Zehnerpotenz.

4.3 Hypothetische Störfälle mit Kernschmelzen

Diese Analyse hypothetischer Störfälle, d. h. solcher mit einer sehr geringen Eintrittswahrscheinlichkeit, hat eine bedeutende Rolle im Genehmigungsverfahren für den SNR 300 gespielt. Verlust

der Zwangsumwälzung, gekoppelt mit dem Versagen der Schnellabschaltung, oder der Auswurf eines Abschaltstabs sind zwei Beispiele für solche extrem unwahrscheinlichen Unfälle, die zu analysieren waren.

Für den vorliegenden GSB-Referenzentwurf sind zwei schwere Störfälle postuliert worden. Im ersten Falle wurde angenommen, daß ein Abschaltstab mit einem Wert von 3.3 $\%$ nach Wiederanfahren des Reaktors in dessen Kern verblieben ist, obwohl diese Situation aus physikalischen Gründen nicht möglich ist. Als Folge eines weiterhin postulierten Versagens seiner Durchführung im Betonbehälter wird der Abschaltstab aufgrund des im Behälter herrschenden Überdrucks aus dem Reaktorkern ausgetrieben. Die resultierende Reaktivitätsrampe beträgt im Maximum 60 $\%/sec$ und führt zu einer Energiefreisetzung im Reaktorkern von 22 000 MWsec thermisch. Die mechanischen Auswirkungen auf den Spannbetonbehälter sind vergleichsweise gering: die Spannkabel werden vorübergehend zusätzlich im elastischen Bereich um weniger als 0.3 % gedehnt.

Für den zweiten hypothetischen Störfall wurde angenommen, daß der Reaktor bei Auftreten des Auslegungsunfalls nicht abgeschaltet wird und die Fragmente des schmelzenden Kerns nicht, wie erwartet, aus dessen ursprünglicher Einfassung herausfallen. Die bei diesem Szenario auftretende Reaktivitätsrampe bleibt mit 1 $\%/sec$ wesentlich unter derjenigen für den postulierten Abschaltstabauswurf. Demzufolge sind auch die mechanischen Auswirkungen ohne Konsequenzen für die Integrität des Spannbetonbehälters.

Langfristig muß dieser jedoch vor der thermischen Belastung durch die als Folge der genannten Unfälle entstandene Kernschmelze geschützt werden. Umfangreiche Analysen haben ergeben, daß eine Kernschmelze nicht nur in den Boden der Reaktorkaverne eindringt, sondern durch Abstrahlung einen nennenswerten Anteil ihrer Einbauten aufschmelzen kann. Verschiedene Lösungen für die Konstruktion eines Core Catchers, dessen Hauptaufgabe eine rasche Abkühlung der Schmelze ist, sind analytisch untersucht worden. Derzeit wird ein "Bad"-konzept favorisiert, bei dem der Brennstoff z. B. in einer chemischen Verbindung wie Borax bei Temperaturen

um 1000 °C gelöst wird und seine Nachwärme durch Naturzirkulation an den Liner der Reaktorkaverne abgibt. Von dort wird die Wärme über die auf der Außenseite des Liners angebrachten Kühlrohre an die äußere Wärmesenke abgeführt. Nach dem gegenwärtigen Wissensstand ist ein Core Catcher für einen gasgekühlten schnellen Brüter technisch feasible, wenngleich für die praktische Ausführung noch erheblicher Entwicklungsaufwand nötig ist.

5. Ausblick

Die wesentlichen Merkmale und Daten des hier beschriebenen Referenzkonzepts sind vor mehr als zehn Jahren ausgewählt und festgelegt worden. Zur Überprüfung, inwieweit diese Auswahl aus heutiger Sicht noch optimal ist, wurde der vorliegende Entwurf einer kritischen Durchsicht unterworfen, wobei folgendes Ergebnis erzielt worden ist:

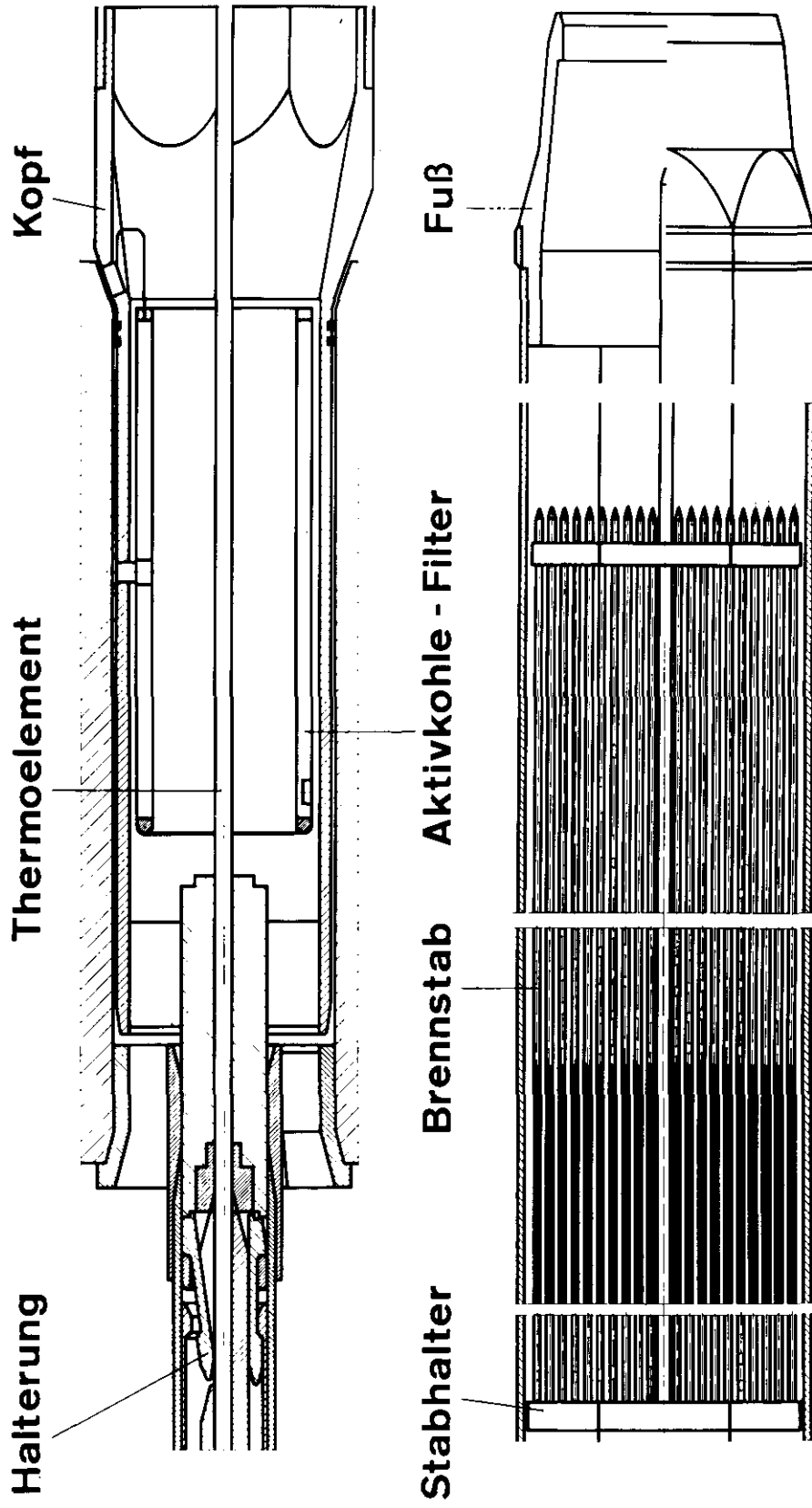
- der gegenwärtige Entwurf hat Mängel wegen seines vergleichsweise geringen Potentials für Testen, Inspizieren, Instandhalten und Reparieren von wichtigen Komponenten und Systemen
- das Beladekonzept ist kompliziert und potentiell fehlerträchtig
- das Sicherheitskonzept legt zu viel Schwergewicht auf die Beherrschung hypothetischer Störfälle und erschwert damit die ausreichende Beherrschung von weitaus häufigeren Störfällen.

Um diese kritischen Punkte wesentlich zu verbessern, wird z. Z. eine Alternative zum Referenzentwurf entwickelt, welche durch folgende Merkmale charakterisiert ist:

- Reaktorkaverne mit abnehmbarem Deckel; Zugang zu allen Einbauten nach Entladung der Brennelemente und anschließendem Fluten der Kaverne
- stehender Reaktorkern mit Beladung von oben mittels einer nur geradlinig arbeitenden Lademaschine
- Antrieb der Gebläse durch Elektromotoren

- Ausnutzung des Naturzirkulationspotentials zur redundanten und diversitären Nachwärmeabfuhr, welches ein stehender Reaktorkern bei vollem Kühlgasdruck ermöglicht.
- unverändert hohes Performance, soweit Brüten betroffen ist.

Nach dem gegenwärtigen Wissensstand sind für diese Alternative keine grundlegenden Feasibility-Probleme zu erwarten. Es besteht somit die berechtigte Hoffnung, daß der Gasbrüter eine realistische und in naher Zukunft zu verwirklichende Alternative zum Natriumbrüter darstellt und dessen Entwicklung sinnvoll ergänzt.



Brennelement des 1000 MWe GSB

Kraftwerk Union

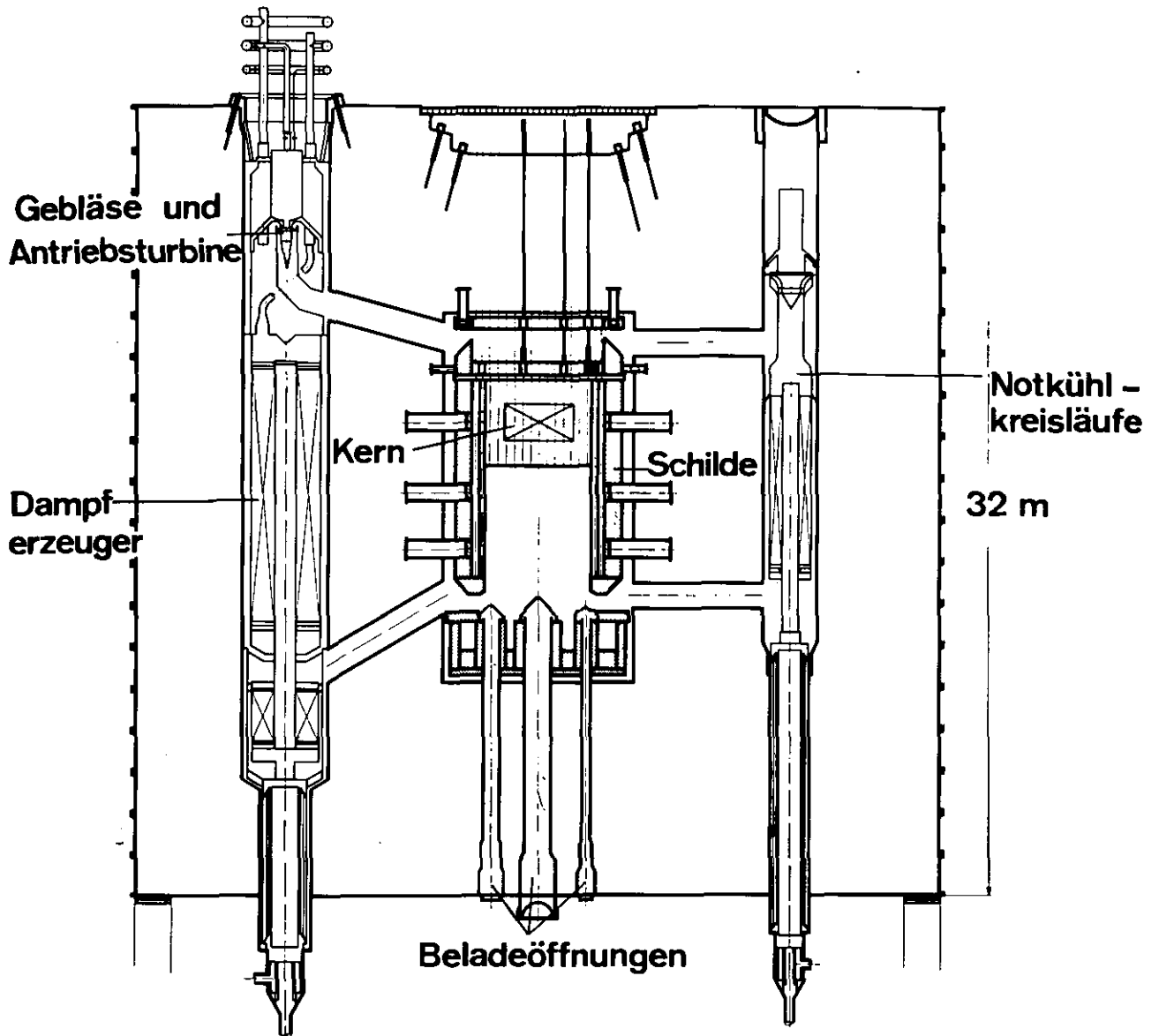
Gesamtlänge des Brennelementes	5000 mm
Anzahl der Brennstäbe	270
Gitterteilung	11 mm
Brennstablänge	3100 mm
Brennstabdurchmesser	8.2 ± 0.03 mm
Brennstabdurchmesser im Aufrauungsgrund	8.0 mm
da/di-Verhältnis nom. am Aufrauungsgrund	1.15
Länge der Spaltzone	1480 mm
Länge der Brutzone	2 x 600 mm
Kasteninnenschlüsselweite	184.8 mm
Kastenwanddicke	4 mm
Brennstablängenleistung max. nominell	430 W/cm
Druckverlust im Element max.	4.8 bar
Anzahl der Abstandhalter	15
Strukturwerkstoff	1.4981

Brennelementdaten

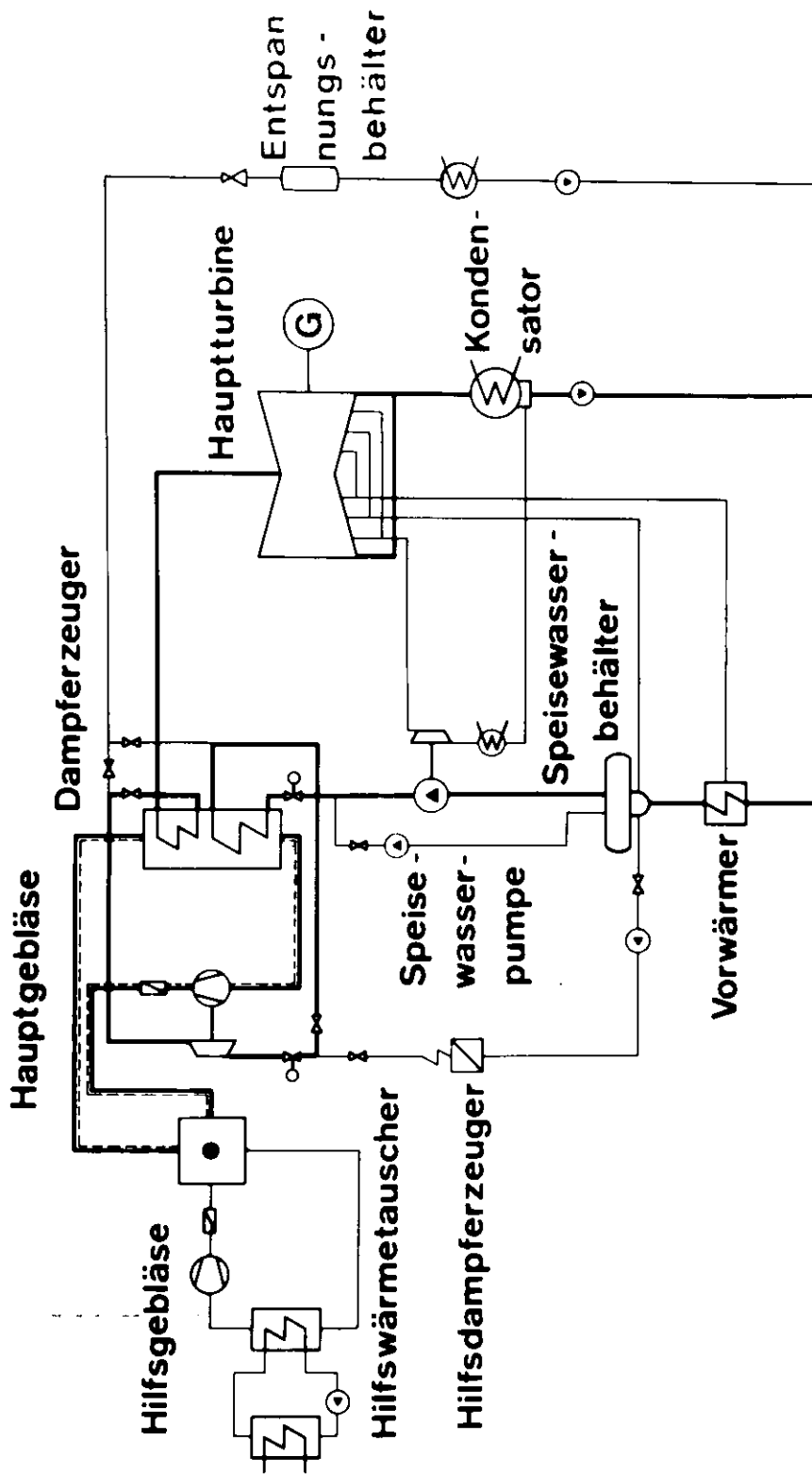
Auslegungsdaten für den 1000 MW_e GSB

Max. Abbrand, MWd/t	100 000	Kühlmitteldruck, bar	120
Lineare Verdopplungszeit, a	11,8	Kernhöhe, cm	148
Mittl. Spaltstoffbelastung MW/kg	0,78	Kern H/D	0,5
Mittl. Anreicherung, %	12,5	Brennstabdurchmesser, cm	0,82
Abbrandreaktivität pro Zyklus, \$	1,6	Brennstabteilung, cm	1,1
Kühlmittelreaktivität, \$	0,88	Max. lin. Stabileistung, W/cm	492
Dopplerkonstante, $T \frac{dk}{dT}$	-6,1x10 ⁻³	Heißkanaltemperatur	700
Leistungskoeffizient (prompt) MW ⁻¹	-1,5x10 ⁻⁶	Hüllrohrwandmitte, °C	273
Wert eines Regelstabs, \$	0,83	Reaktoreintrittstemperatur, °C	555
Wert eines Abschaltstabs, \$	3,3	Reaktoraustrittstemperatur, °C	
		Anlagenwirkungsgrad (Naßkühlturm)	0,37

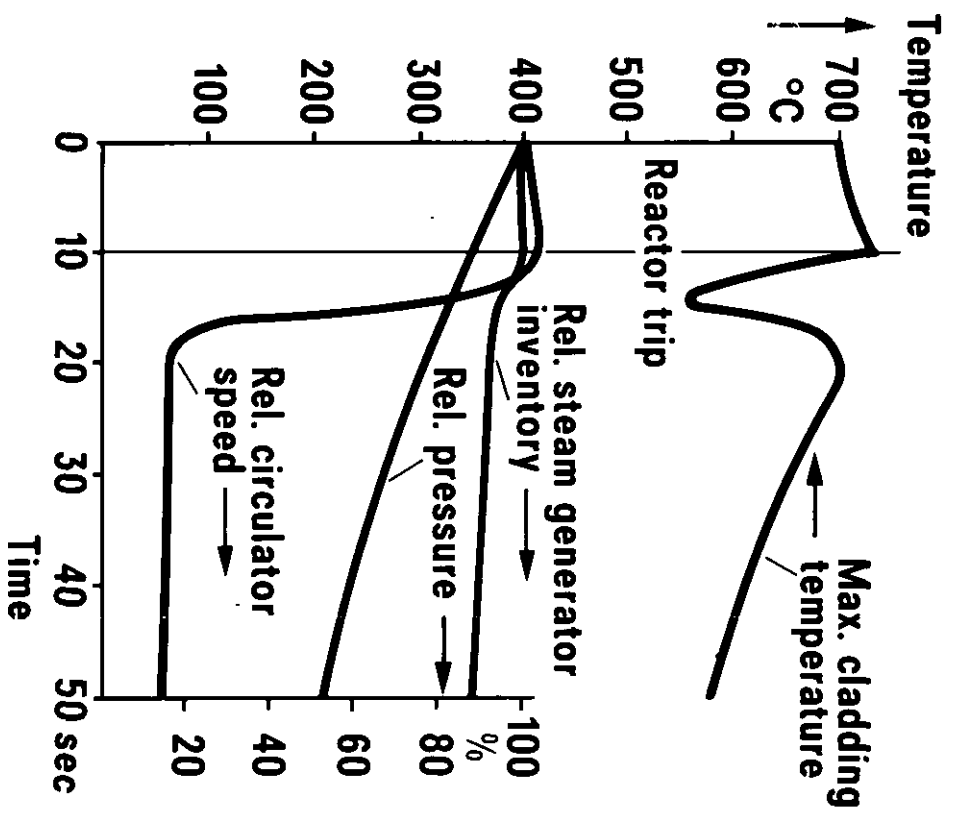
Kraftwerk Union



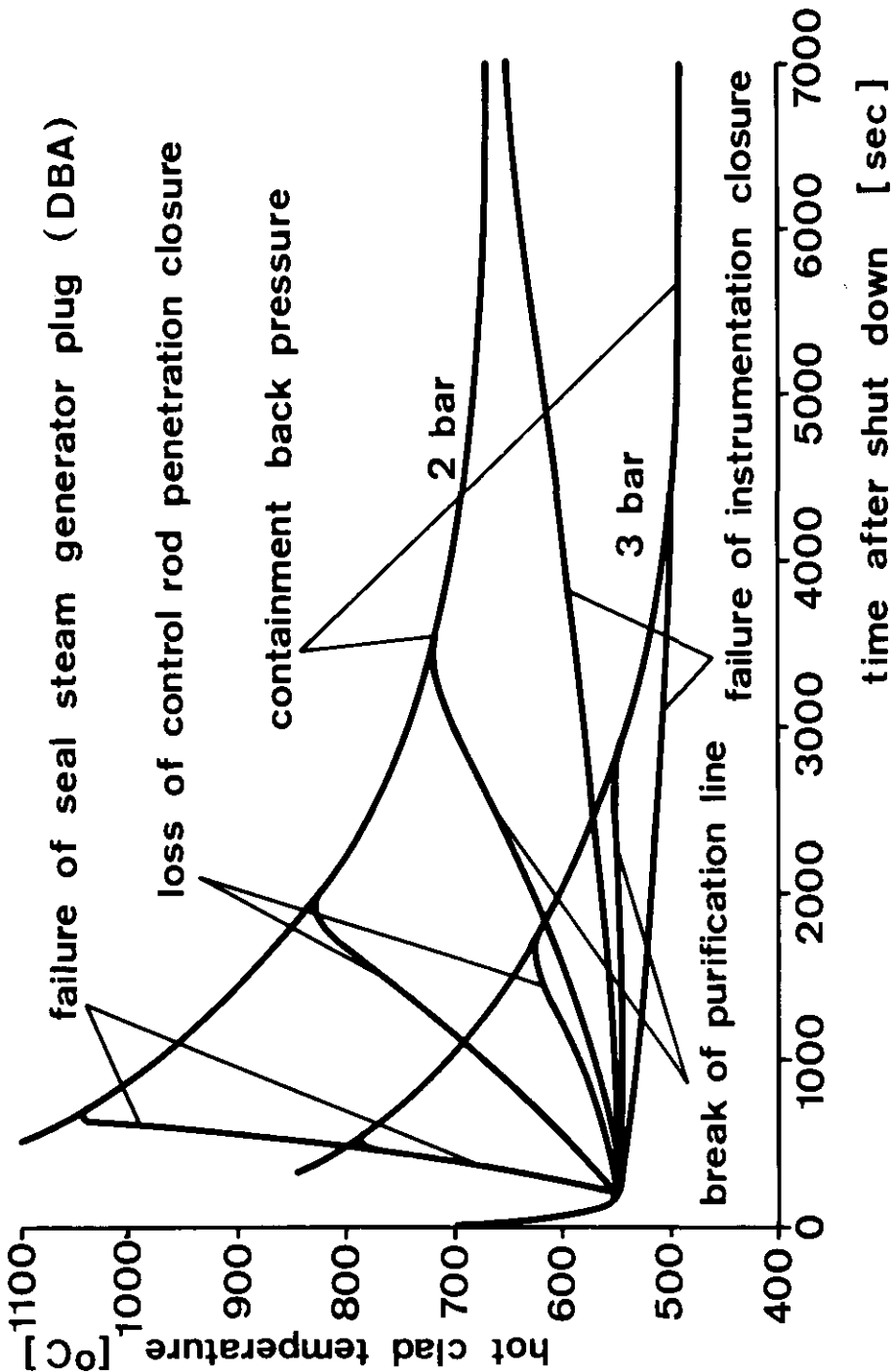
**Nukleares Dampferzeugungssystem
des 1000 MWe GSB**



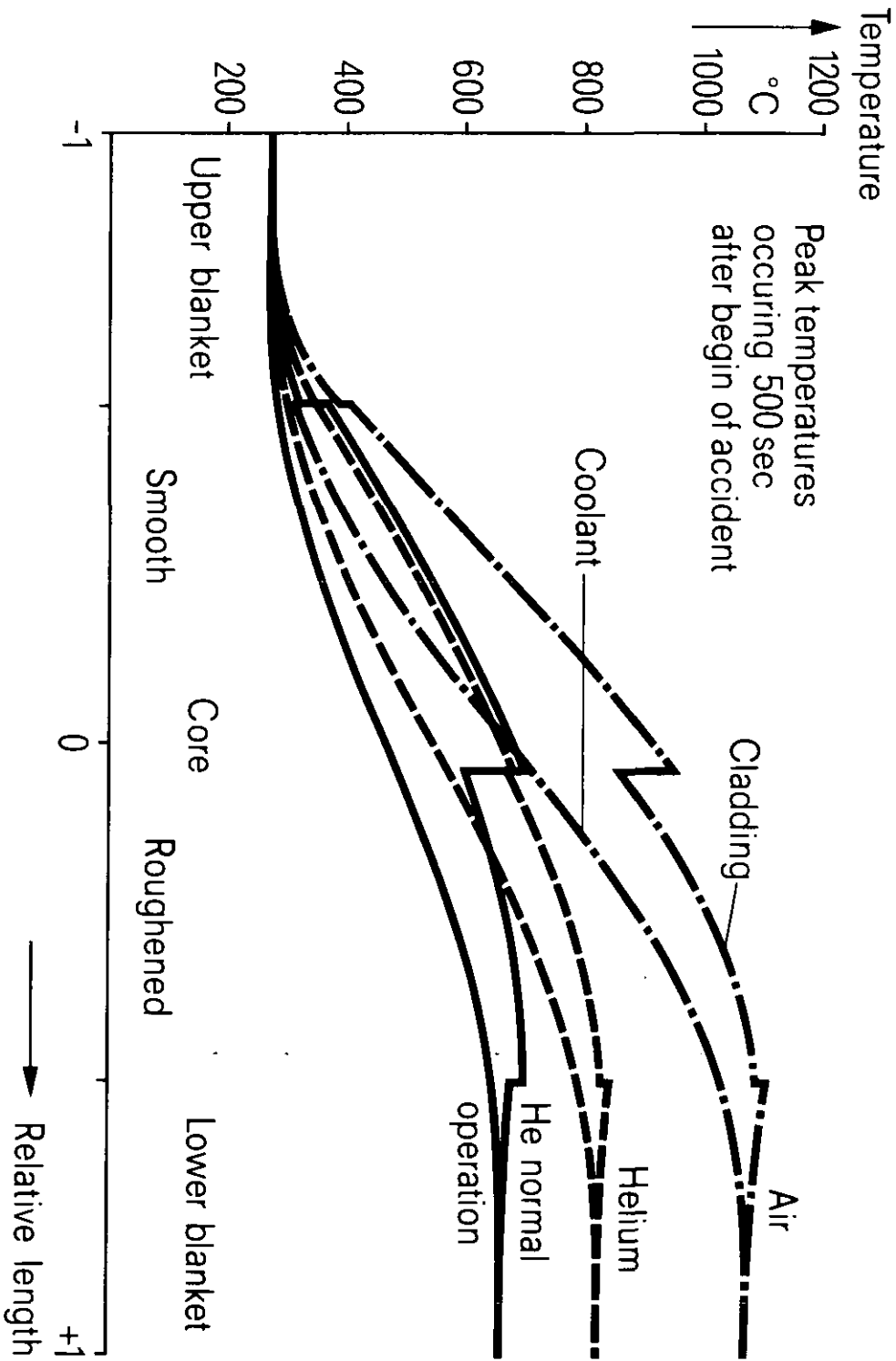
Prinzipieller Wärmeschaltplan des 1000 MWe GSB



System response during design basis accident

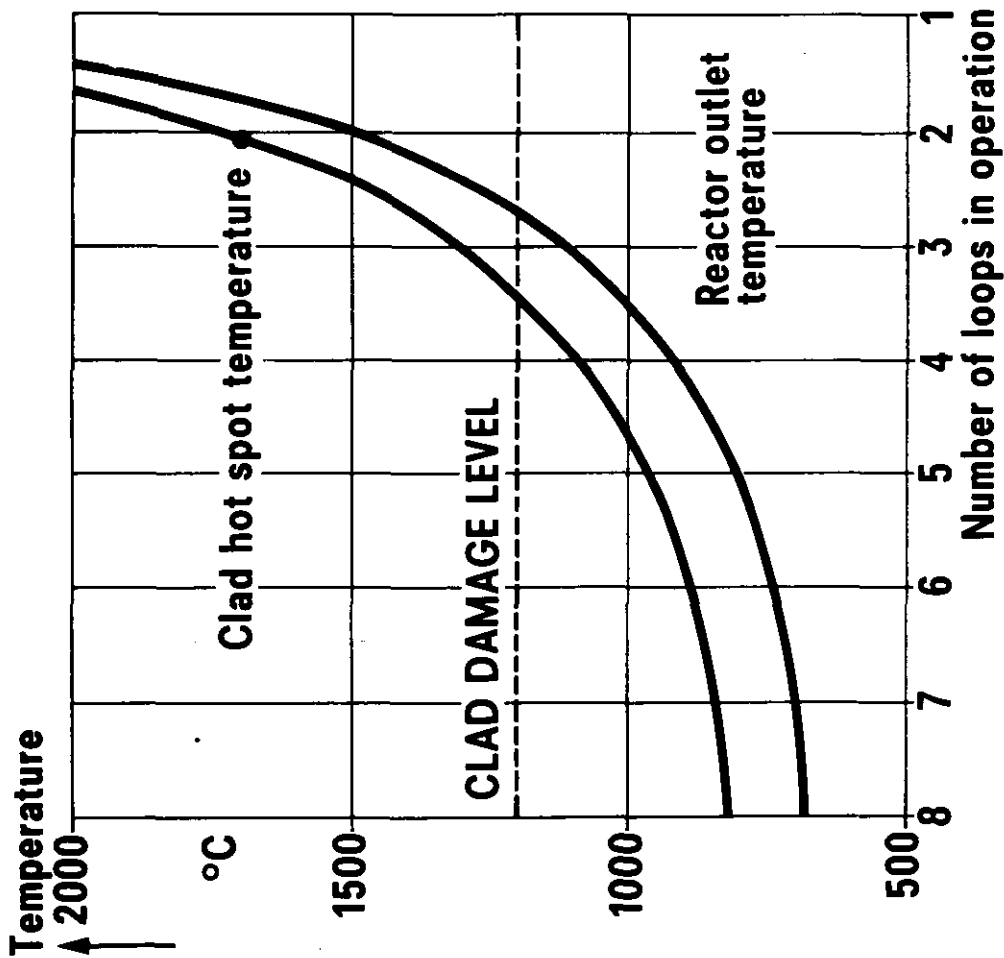


Peak cladding temperatures after depressurization accident



Axial temperature distribution during normal operation and after depressurization accident

E RT 92
721205e



Reactor outlet and clad hot spot temperature as function of number of main loops available after DBA

E74 137e

3.5 GSB-BRENNELEMENTENTWICKLUNG

W. Jung, Kraftwerk Union AG, Erlangen

1. Einleitung

Das in Zusammenarbeit der Kraftwerk Union AG (KWU) mit der General Atomic Company (GA) entwickelte Brennelement für den Gasgekühlten Schnellen Brutreaktor (GSB) entspricht in seinem Grundkonzept dem Brennelement für den Schnellen Natriumgekühlten Reaktor (SNR): Hexagonales Stabbündel-Element mit Kasten, oxidische Brenn- und Brutstofftabletten in austenitischen Stahl-Hüllrohren. Der wesentliche Unterschied liegt in der Wahl des Kühlmittels: Helium anstatt Flüssigmetall. Die Konsequenzen dieser Wahl sind (1) die "Aufrauhung" der Brennstab-Oberfläche zur Verbesserung des Wärmeübergangs und (2) das "Druckausgleichssystem" zur Entlastung der Hüllrohre vom hohen Systemdruck des Kühlkreislaufs. Daraus resultieren die Schwerpunkte der - über den SNR-Kenntnisstand hinaus notwendigen - technologischen Entwicklung:

- (1) Fertigungs- und Prüfverfahren für das Aufrauungs-Profil des Hüllrohres; mechanische Wechselwirkung des aufgerauhten Hüllrohres mit dem Abstandshalter.
- (2) Gasdichte Verbindungen der Brennstäbe mit dem Leitungssystem der Brennelement-Struktur; Anschluß des Brennelementes an den reaktorseitigen Teil des Druckausgleichssystems.

Im folgenden wird zunächst das Konstruktionsprinzip des Brennelementes mit Druckausgleichssystem dargestellt; daran anschließend werden die o.a. Entwicklungsschwerpunkte in einigen Details diskutiert.

2. Konstruktionsprinzip

Der prinzipielle Aufbau des Brennelementes für ein GSB-Demonstrationskraftwerk (300 MWe) und des Druckausgleichssystems ist aus Abb. 1 (Seite 66) ersichtlich. Das Brennelement ist mit seinem Kopfstück in der oberen Gitterplatte des Reaktorkerns eingespannt und abgedichtet; das Kühlgas strömt von oben nach unten⁺), und zwar praktisch vollständig durch das Innere des Kastens.

Technische Einzelheiten des Brennelementes sind den Abb. 2-4 (Seiten 67, 68, 69) zu entnehmen. Die Brennstäbe hängen an einem im Kopf des Brennelementes fixierten Stabhalter, so daß thermische Differenzdehnungen sich nach unten spannungsfrei ausgleichen können; die Brennstäbe gleiten dabei durch die Maschen der Steggitter-Abstandshalter, die an sechs in den Eckpositionen des Stabhalters aufgehängten Strukturstäben befestigt sind. Die Zentralposition wird von einem für Kerninstrumentierungen verfügbaren Leerrohr eingenommen, d. h. von den insgesamt 271 Stabpositionen des hexagonalen Bündels sind 264 tatsächlich mit Brennstäben besetzt. Oberhalb des Stabhalters sind im Kopf des Brennelementes ein Neutronen-Schild (zur Abschirmung der Gitterplatte gegen die Strahlung aus dem Kern), die Brennelement-Falle (s.u.) und der Kupplungsmechanismus für die Halte- und Manipulievorrichtung angeordnet. Im Fuß des Brennelementes befinden sich ein Fanggitter (zur Rückhaltung eventueller Bruchstücke im Fall eines Defektes) sowie eine Drossel (austauschbar, zur Anpassung des Kühlgasdurchsatzes an unterschiedliche Leistungen beim Umsetzen des Brennelementes im Kern).

⁺) Alternativ kommt für den GSB ein "stehender Kern" mit unten angeordneter Gitterplatte und von unten nach oben gerichteter Kühlgasströmung in Betracht. Dabei wird das hier beschriebene Brennelement quasi "auf den Kopf gestellt"; an seiner Konstruktion ändert sich - von den Halte- und Manipulievorrichtungen abgesehen - nichts.

Die Brennstäbe enthalten - von oben nach unten- die Brennstab-Falle (s. u.), die obere Brutzone, die Spaltzone und die untere Brutzone. Die Aufrauung der Staboberfläche beschränkt sich (zwecks Vermeidung einer unnötigen Erhöhung des Kühlgas-Druckverlustes) auf den heißesten Abschnitt, d. h. in etwa die unteren drei Viertel der Spaltzone. Die aktive (Spaltstoff-) Länge des Brennstabes beträgt 1 m, die Gesamtlänge ca. 2,1 m bei 7,4 mm Außendurchmesser des Hüllrohres. Die Gesamtlänge des Brennelementes einschließlich Kopf- und Fußstück beträgt ca. 3,3 m bei 173 mm Außen-Schlüsselweite des Sechseck-Kastens.

Die Funktionsweise des Druckausgleichssystems wird ebenfalls anhand von Abb. 1 (Seite 66) verständlich: Die oberen Endkappen der Brennstäbe sind axial durchbohrt; die Bohrungen münden in ein System von Querkänen im Stabhalter; dieses wiederum ist durch eine ⁺⁾ Leitung verbunden mit einer ⁺⁾ Öffnung an der Außenseite des Brennelementes, und zwar am Übergang vom hexagonalen Kasten auf das zylindrische Kopfstück unterhalb der Dichtung, also auf dem Druckniveau des Kühlgases am Brennelement-Austritt. Beim Einsetzen des Brennelementes in die Gitterplatte trifft diese Austrittsöffnung des brennelementseitigen auf eine Eintrittsöffnung des reaktorseitigen Teils des Druckausgleichssystems; letzterer stellt ein Netzwerk von Leitungen dar, welches die Eintrittsöffnungen sämtlicher Brennelement-Positionen der Gitterplatte mit der Saugseite des Hauptgebläses (d. h. der Stelle des niedrigsten Druckes im Kühlkreislauf) verbindet. Die "Übertrittsstelle" zwischen den Öffnungen von Brennelement und Gitterplatte wird dabei nicht total abgedichtet; sie ist vielmehr mit einem definierten "Solleck" versehen. Der Innenraum der Brennstabhüllen steht so auf zwei Wegen in Verbindung mit dem Kühlgas am Brennelement-Austritt bzw. am Hauptgebläse-Eintritt und wird bei allen

⁺⁾ Aus Gründen, auf die hier nicht näher eingegangen werden soll, sind diese doppelt vorhanden; am Funktionsprinzip ändert sich dadurch nichts.

Betriebszuständen auf einem Druck zwischen diesen beiden Niveaus gehalten, d. h. auf einem definierten, durch den Förderdruck des Kühlkreislaufs begrenzten Unterdruck gegenüber dem Kühlgas im Brennelement.

Eine Kontamination des Kühlkreislaufs wird bei dieser Art des Druckausgleichs folgendermaßen vermieden: Aus dem Brennstoff freigesetzte Spaltprodukte werden durch Aktivkohle-Fallen im brennelementseitigen Teil des Systems (Brennstab-Fallen vor und Brennelement-Falle nach dem Stabhalter) zurückgehalten bzw. in ihrer Abgabe verzögert. Bei Erreichen der Übertrittsstelle werden sie durch eine über das Solleck eintretende Bypass-Strömung des Hauptkreislaufs (Durchsatz ca. 0,1-1 % des Gesamtdurchsatzes) abgesaugt und im reaktorseitigen Teil des Systems durch einen tiefgekühlten Spaltgas-Abscheider ausgefroren, so daß in den Hauptkreislauf nur "sauberes" Kühlgas zurückgelangt ⁺⁾ .

⁺⁾ Das hier angewendete Konzept eines "vented fuel" besitzt gegenüber dem "sealed can" wesentliche Vorteile für den Fall von Hüllrohr-Defekten: Da im Inneren des Brennstabes keine frei bewegliche Aktivität akkumuliert wird, ist beim Auftreten eines Lecks eine massive Kontamination des Kühlkreislaufs ausgeschlossen. Der innere Unterdruck bewirkt an der Leckstelle eine einwärts gerichtete Strömung, die dem Austritt von Aktivität entgegenwirkt; dies ermöglicht einen weitgehend kontaminationsfreien Betrieb des Kühlkreislaufs auch bei einer größeren Zahl von defekten Brennstäben.

3. Hüllrohr-Aufrauung

Das optimale Oberflächenprofil des Brennstabes ist das Ergebnis theoretischer und experimenteller Studien des Druckverlustes und des Wärmeüberganges an rauen Oberflächen, die überwiegend im Eidgenössischen Institut für Reaktorforschung (EIR) und im Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK) durchgeführt wurden. Es besteht aus Umfangsrippen trapezförmigen Querschnitts mit ca. 0,1 mm Höhe und 0,4 mm Breite in 0,8 mm Abstand.

Zur Herstellung eines solchen Profils wurden verschiedene Verfahren erprobt; als beste Lösung unter technischen und wirtschaftlichen Gesichtspunkten erwies sich das Gewindeschleifen, wobei das Profil schraubenförmig und kontinuierlich in die Oberfläche des glatten Hüllrohres eingearbeitet wird. Dieses Verfahren ist relativ schnell und gestattet die Fertigung großer Stückzahlen unter Einhaltung enger Toleranzen. Abb. 5 (Seite 70) zeigt eine nach diesem Verfahren aufgerauhte Oberfläche.

Zur Qualitätskontrolle der Aufrauung wurde ein optisches Projektionsverfahren entwickelt, das in Abb. 6 (Seite 71) schematisch dargestellt ist. Dabei wird ein schmaler axialer Abschnitt der Oberfläche als Schattenriß auf einen Photovervielfacher projiziert; dessen elektrisches Ausgangssignal, das der Profilhöhe proportional ist, wird als Funktion der axialen Position längs des Rohres von einem Schreiber aufgezeichnet. Der Anschluß eines Analog-Digital-Umsetzers ermöglicht die vollautomatische Auswertung in einer Rechenanlage und macht das Verfahren tauglich für einen Einsatz in der Serienfertigung.

Zum Studium der mechanischen Wechselwirkung des aufgerauhten Hüllrohres mit dem Abstandshalter wurde ein umfangreiches Versuchsprogramm durchgeführt. Dabei wurden unter Helium-Atmosphäre aufgerauhte Rohrabschnitte durch Abstandshaltermaschen bewegt; Versuchsparameter waren die Temperatur und die Verunreinigung des Gases, Querkraft und Quervibration sowie die Anzahl und der zeitliche Ablauf der Bewegungszyklen. Die Ergebnisse zeigen, daß

ein Versagen des Hüllrohres an der Kontaktstelle mit dem Abstandshalter unwahrscheinlich ist. Zwar wird an dieser Stelle die Aufrauungsrippe nach einer gewissen Anzahl von Zyklen abgerieben, doch findet ein tiefergehender Materialabtrag nicht statt. Lokale Übertemperaturen sind als Folge dieses Effektes nicht zu befürchten, da die Kontaktstelle mit dem Abstandshalter generell einen "cold spot" des Hüllrohres darstellt. Kaltschweiß-Vorgänge wurden nicht beobachtet.

4. Druckausgleichssystem

Zur gasdichten Verbindung der Brennstäbe mit dem Stabhalter wurden verschiedene Löt- bzw. Schraubtechniken erprobt. Als optimal erwies sich eine Verschraubung, bei der die Abdichtung - ohne zusätzliches Dichtelement - an der ebenen Stirnfläche der Brennstab-Endkappe erfolgt (s. Abb. 7, Seite 72). Dauerversuche mit einer größeren Anzahl von Schraubverbindungen dieses Typs ergaben einwandfreie Dichtheit bei allen in Betracht kommenden Temperaturen, bei schnellen Temperaturwechseln und sogar nach wiederholtem Öffnen und erneutem Verschrauben. Darin liegt - von der Einfachheit abgesehen - der Hauptvorteil dieser Verbindungstechnik: ihr hohes Potential für Nachbesserungen während der Brennelementfertigung (s. u.).

Auch für die Verbindungen des Stabhalters mit der Brennelement-Falle sowie letzterer mit der Übertrittsstelle wurden metallgedichtete Verschraubungen entwickelt und erfolgreich erprobt.

An die Dichtigkeit der Übertrittsstelle sind keine extremen Anforderungen zu stellen, doch muß ihre Leckrate klein gegen die des parallel geschalteten Sollecks bleiben, um den Durchsatz im Druckausgleichssystem nicht über Gebühr ansteigen zu lassen. Diese Forderung muß - unabhängig von Fertigungstoleranzen - für eine Vielzahl von Brennelementen erfüllt werden, die im Verlauf der Betriebszeit des Reaktors in die Gitterplatte eingesetzt werden.

Zur Lösung dieses Problems wurde das in Abb. 8 (Seite 73) dargestellte Faltenbalg-Ventil entwickelt, welches die brennelementseitige Dichtfläche durch Federkraft auf die reaktorseitige preßt und so Differenzen in der Winkellage beider Flächen ausgleicht. Im entladenen Zustand des Brennelementes (wie in Abb. 8 dargestellt) wird das Ventil durch Federkraft geschlossen und verhindert den Austritt von Aktivität aus dem Brennelement.

Die Abdichtung des Brennelement-Kopfes in der Bohrung der Gitterplatte hat eine doppelte Funktion: Sie muß einmal das einströmende Kühlgas in das Innere des Brennelement-Kastens zwingen (um die Kühlung des Brennstab-Bündels zu gewährleisten) und zum anderen das quasi stagnierende Kühlgas außerhalb des Kastens auf dem Druckniveau des Brennelement-Austritts halten (um den Unterdruck im Inneren der Brennstäbe sicherzustellen). Auch diese Forderungen müssen für eine Vielzahl von Brennelementen in ein und derselben Gitterplatte erfüllt werden. Als günstigste Lösung erwies sich hier der Einsatz von Kolbenringen, die den Bypass auf Werte im Promille-Bereich reduzieren.

5. Brennelement-Assemblierung

Die konsequente Anwendung von Verschraubungen bietet den Vorteil, daß die Assemblierung des Brennelementes schrittweise mit zwischengeschalteten Qualitätskontrollen vorgenommen werden kann. Dadurch besteht in jedem Stadium die Möglichkeit, als defekt erkannte Bauteile bzw. -gruppen auszutauschen bzw. nachzubessern, ohne das gesamte Brennelement verwerfen zu müssen. Die Hauptabschnitte der Montagefolge sind

- die Vorassemblierung von Stabhalter, Schild und Brennelement-Falle zu einer Baugruppe (und deren Qualifizierung),
- der Aufbau des Stabbündels durch Montage des Gerüsts, d. h. der Strukturstäbe und Abstandshalter, an dieser Baugruppe und reihenweises Einschrauben der (vorqualifizierten) Brennstäbe in den

Stabhalter (mit sukzessiver Dichtigkeitsprüfung der Verschraubungen),

- das Einziehen des (voll qualifizierten) Stabbündels in die vorassemblierte (und qualifizierte) Baugruppe Brennelement-Kasten mit-Kopf, die Herstellung der Verbindung zwischen Brennelement-Falle und Übertrittsstelle (mit Dichtigkeitsprüfung) und schließlich
- die Montage der restlichen Komponenten, wie Brennelement-Fuß, Instrumentierungs-Rohr etc. (mit abschließender Qualitätskontrolle).

6. Stand der Entwicklung

Als erstes Ergebnis der GSB-Brennelemententwicklung sind die HELM-Testbrennelemente anzusehen, die seit 1977 im Helium-Loop-Mol bestrahlt werden. An diesen Testbrennelementen ist das hier dargestellte Konstruktionsprinzip des GSB-Brennelementes in allen wesentlichen Punkten verwirklicht, soweit dies die Platzverhältnisse in der Bestrahlungsposition des BR2-Reaktors zulassen (12-Stab-Bündel, etwa halbe aktive Länge; in Abb. 9, Seite 74, dargestellt). Es handelt sich hierbei um die erste Bestrahlung von GSB-Brennelementen unter Helium-Kühlung und mit Druckausgleichssystem. Der bisherige Verlauf bestätigt das technische Konzept und die technologische Entwicklung; insbesondere die Funktionsfähigkeit des Druckausgleichssystems kann bereits jetzt als nachgewiesen gelten.

Einen zweiten Schritt stellt die Fertigung eines Brennelement-Modells in Original-Größe und aus Original-Werkstoffen (ausgenommen die Brenn- und Brutstoffe) dar. Ziel des Vorhabens ist der Nachweis der praktischen Durchführbarkeit aller Assemblierungs- und Prüfvorgänge in einer für die Serienfertigung geeigneten Form. Abb. 10 (Seite 75) zeigt dieses Brennelement-Modell in einem Zwischenstadium mit verkürzten Dummy-Stäben.

Die KWU-Arbeiten zur GSB-Brennelemententwicklung wurden durch die Kernforschungsanlage Jülich GmbH (KFA) gefördert.

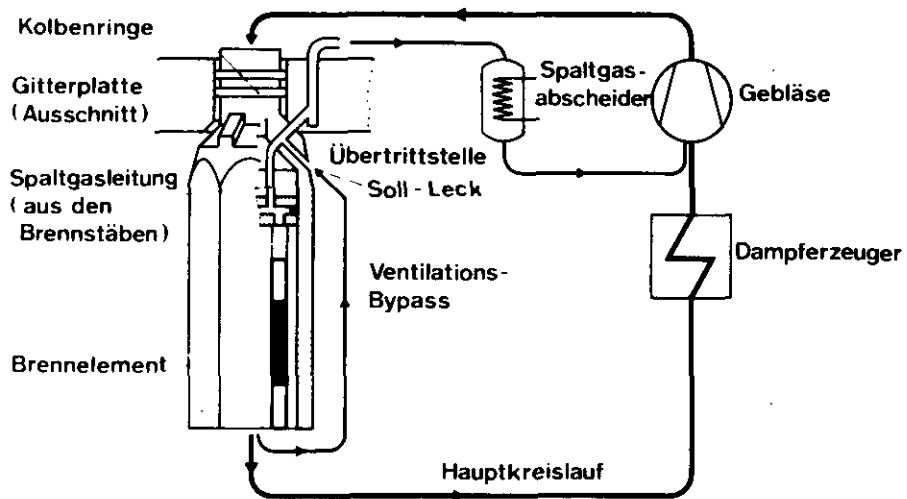


Abb. 1: GSB-Brennelement mit Druckausgleichssystem (schematisch)

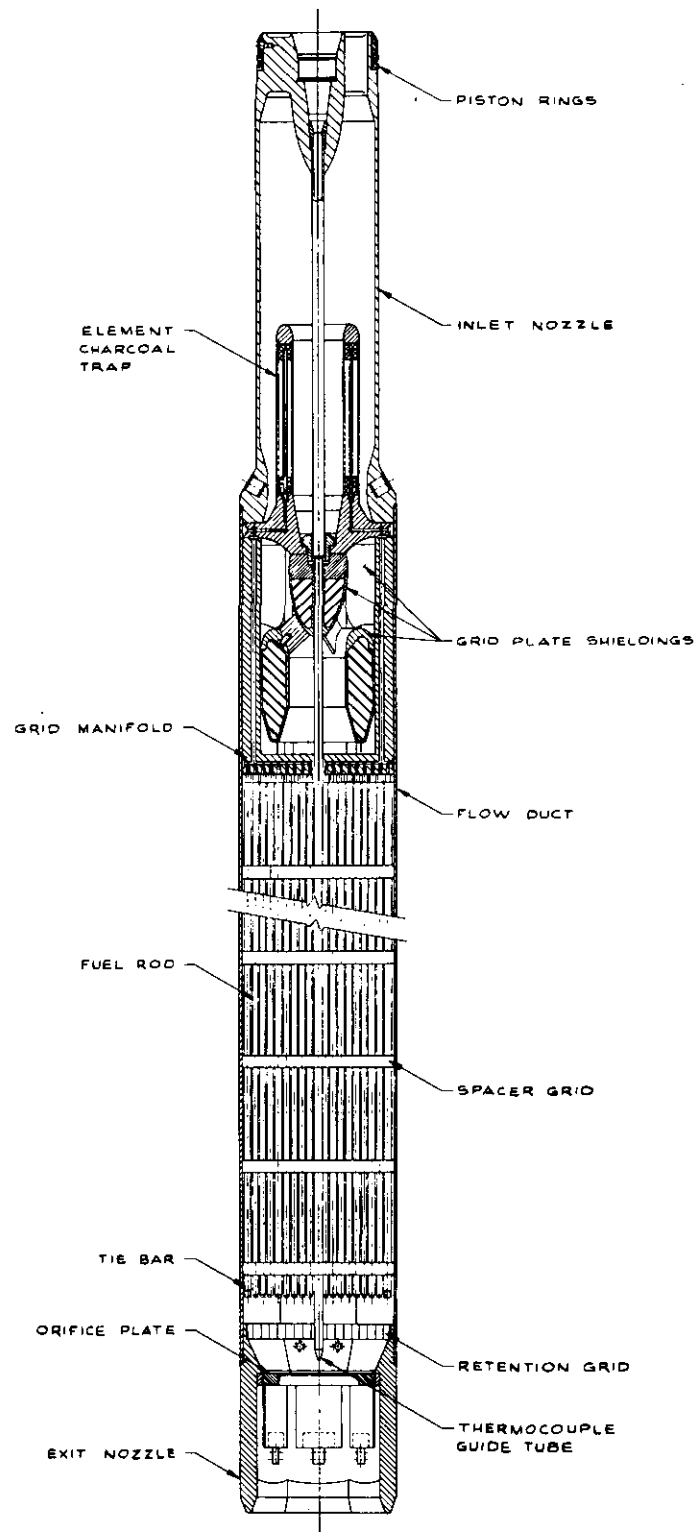
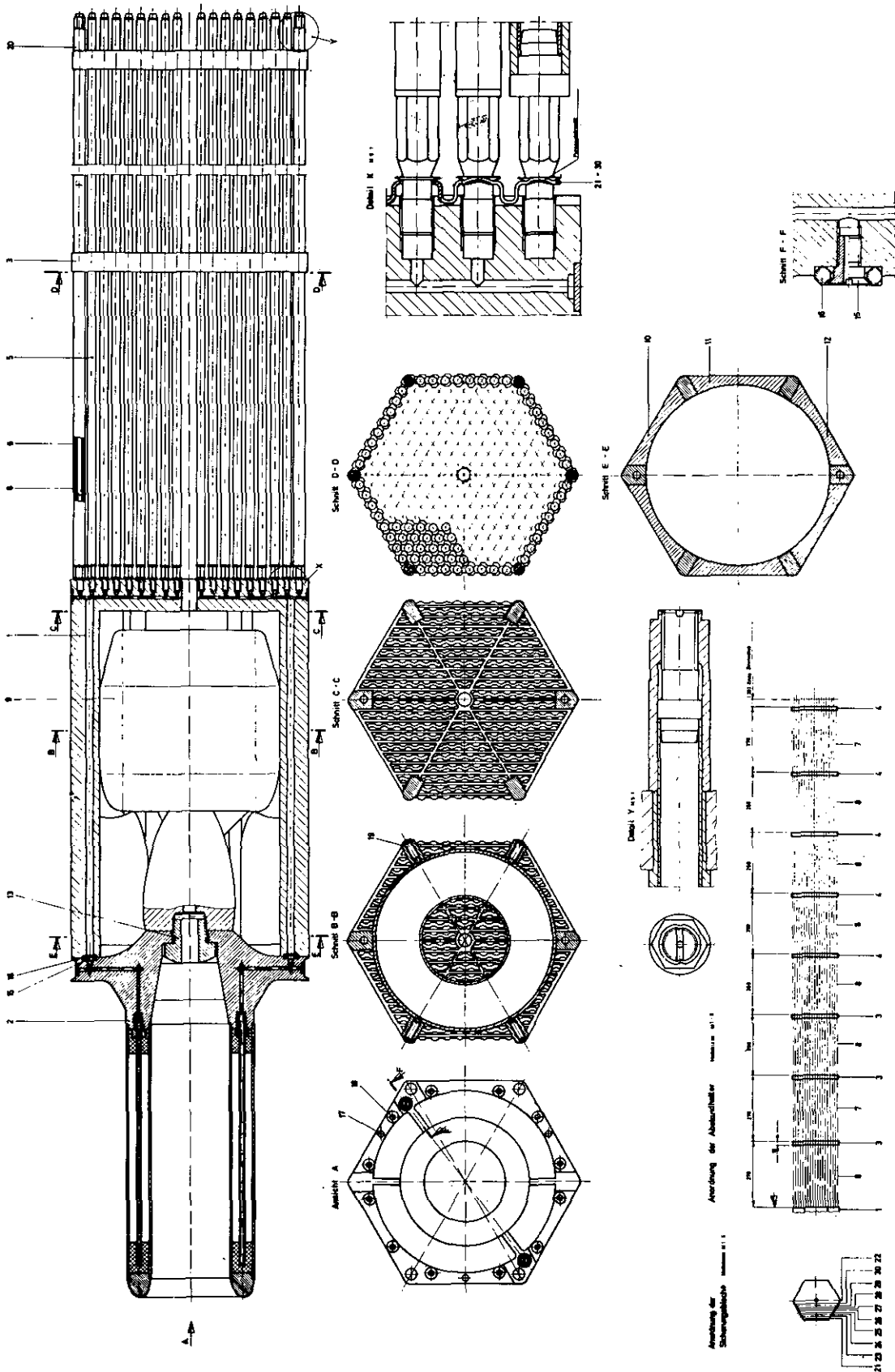


Abb. 2: GSB-Brennelement (Übersicht)



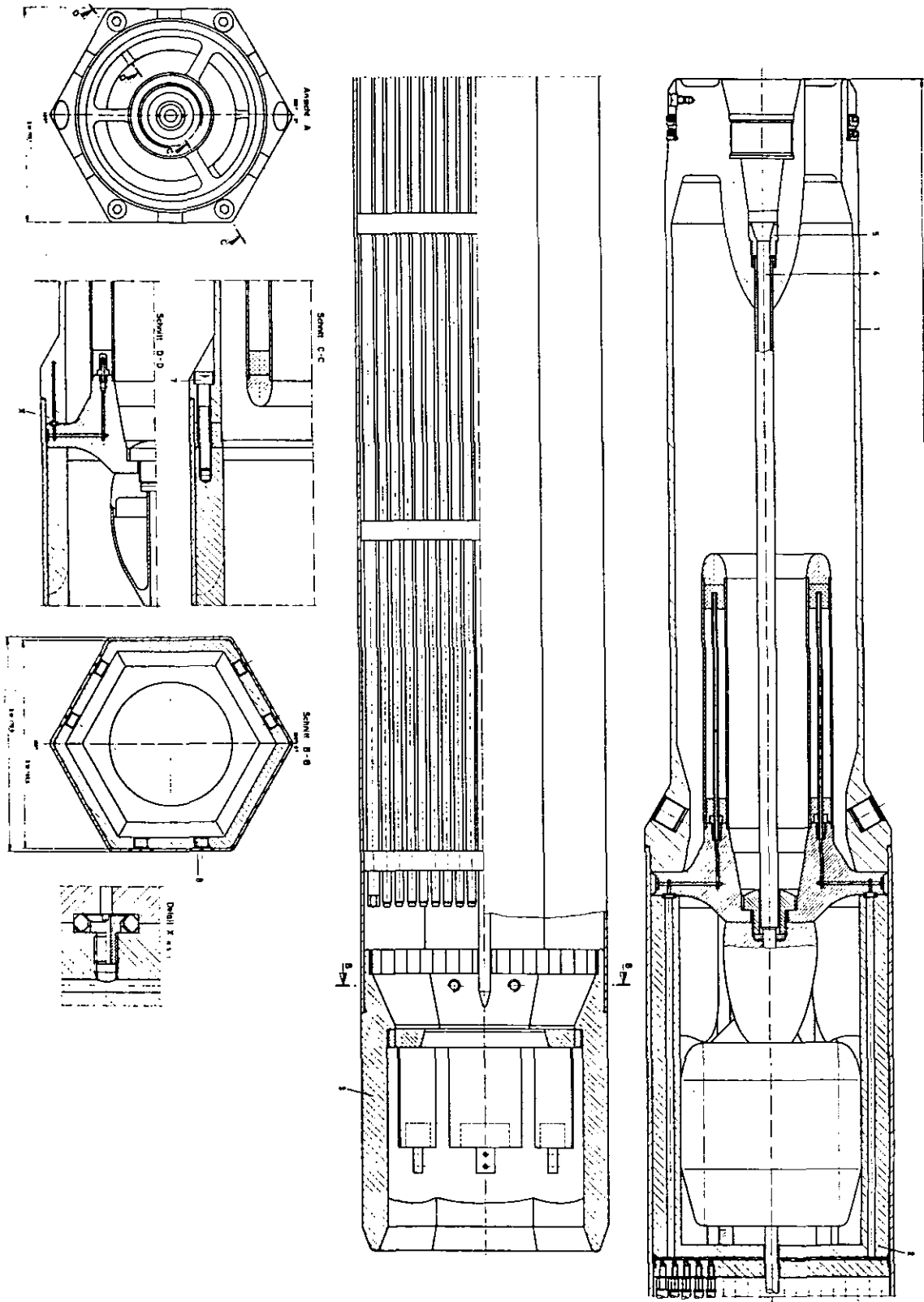


Abb. 4: GSB-Brennelement
Einzelheiten Stabbündel mit Kasten

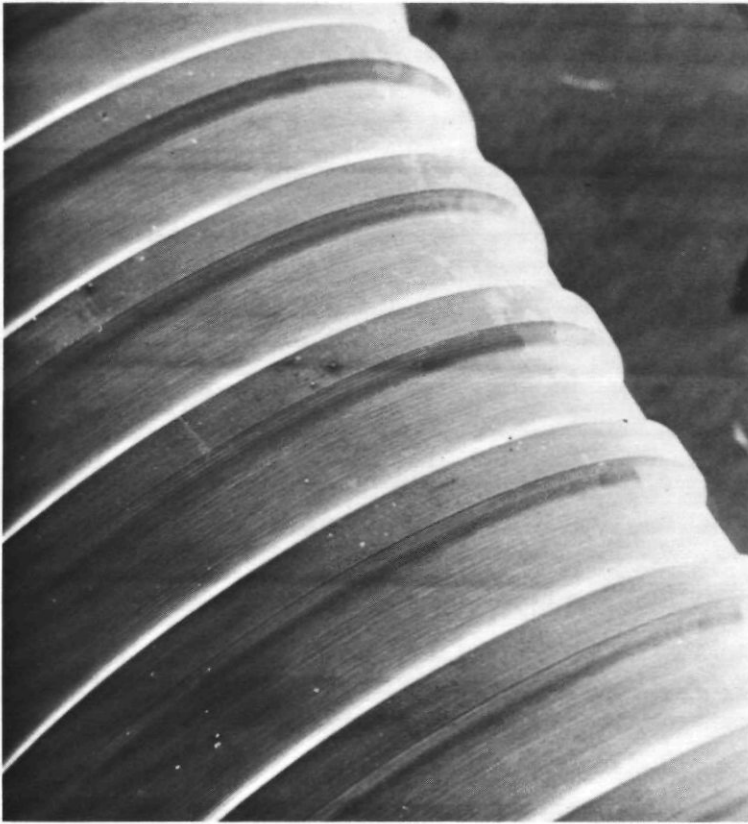


Abb. 5: Hüllrohr-Aufrauung
(Rippenhöhe 0,1 mm)

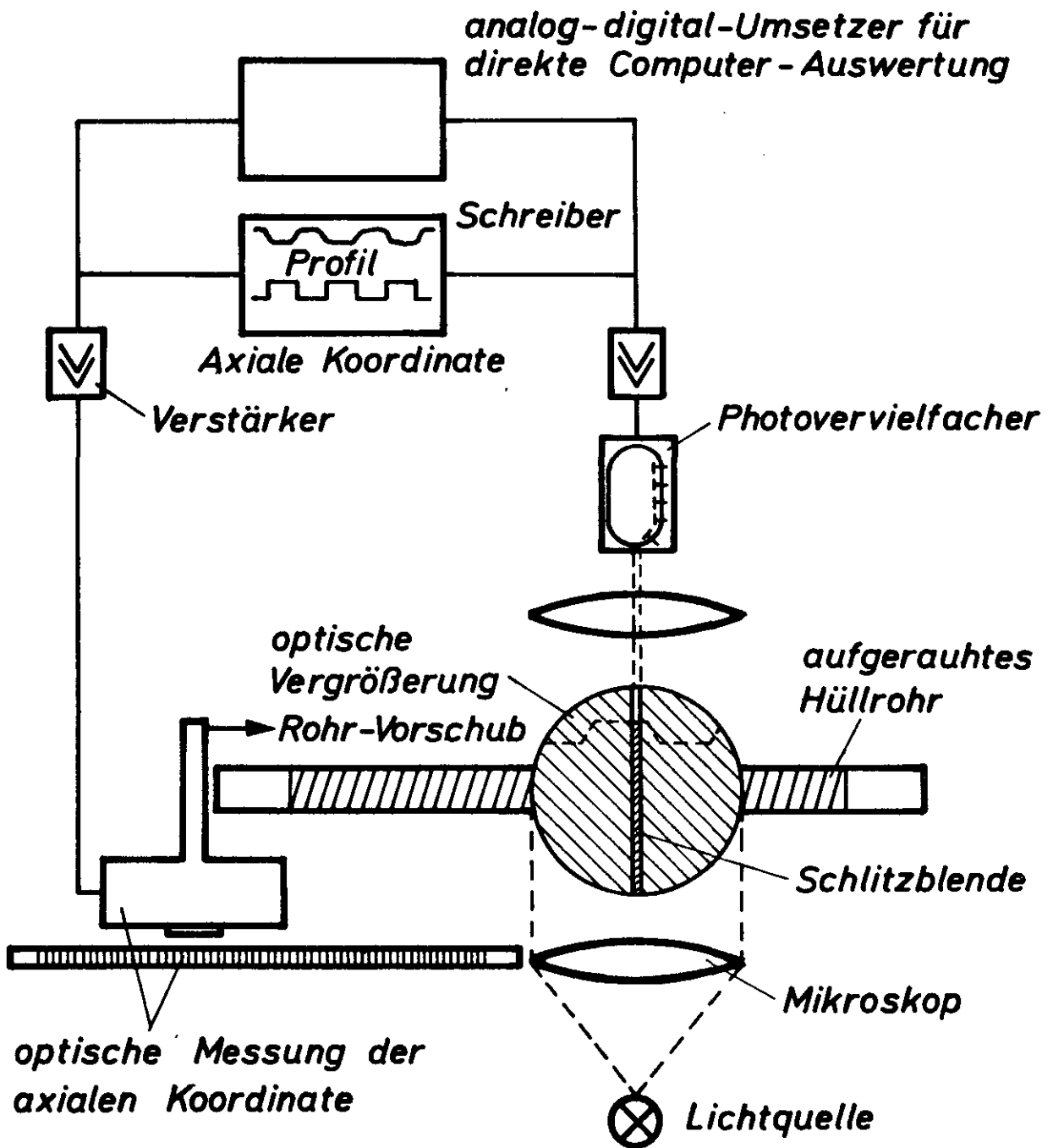


Abb.6: Prüfvorrichtung für Hüllrohr-Aufrauung (schematisch)



Abb. 7: Brennstab-Stabhalter-Verschraubungen;
von links nach rechts:
- CF-Dichtung (mit Dichtring)
- Konus-Dichtung
- Flach-Dichtung (optimale Version)

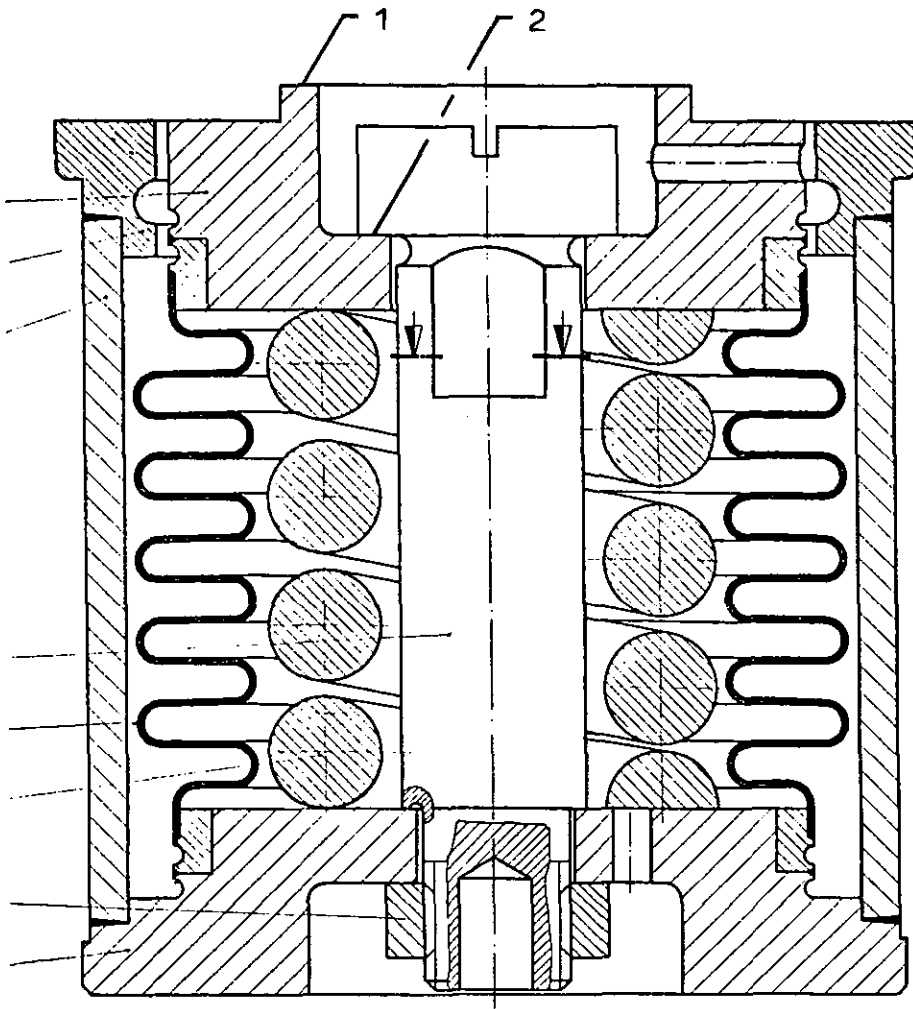


Abb. 8: Faltenbalg-Ventil für Spaltgasübertrittsstelle;
Dichtflächen:
(1) im Betriebszustand
(2) im entladenen Zustand

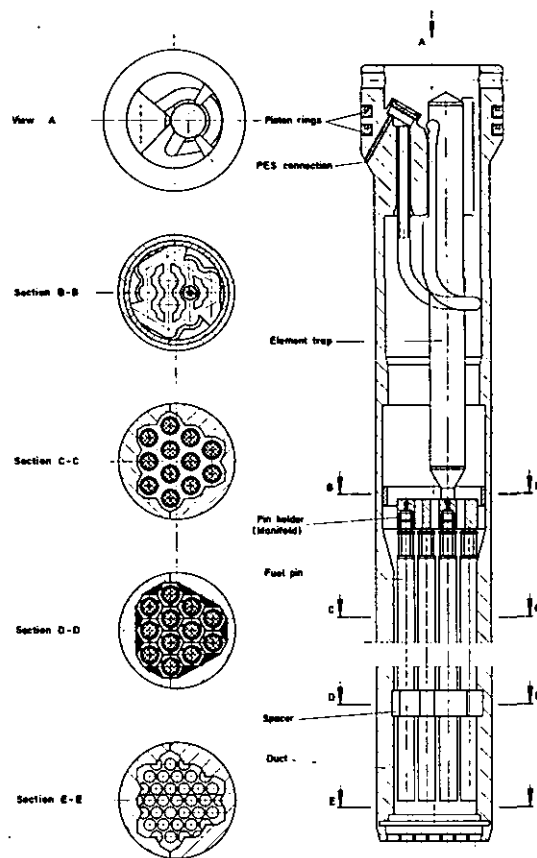


Abb. 9: HELM-Testbrennelement

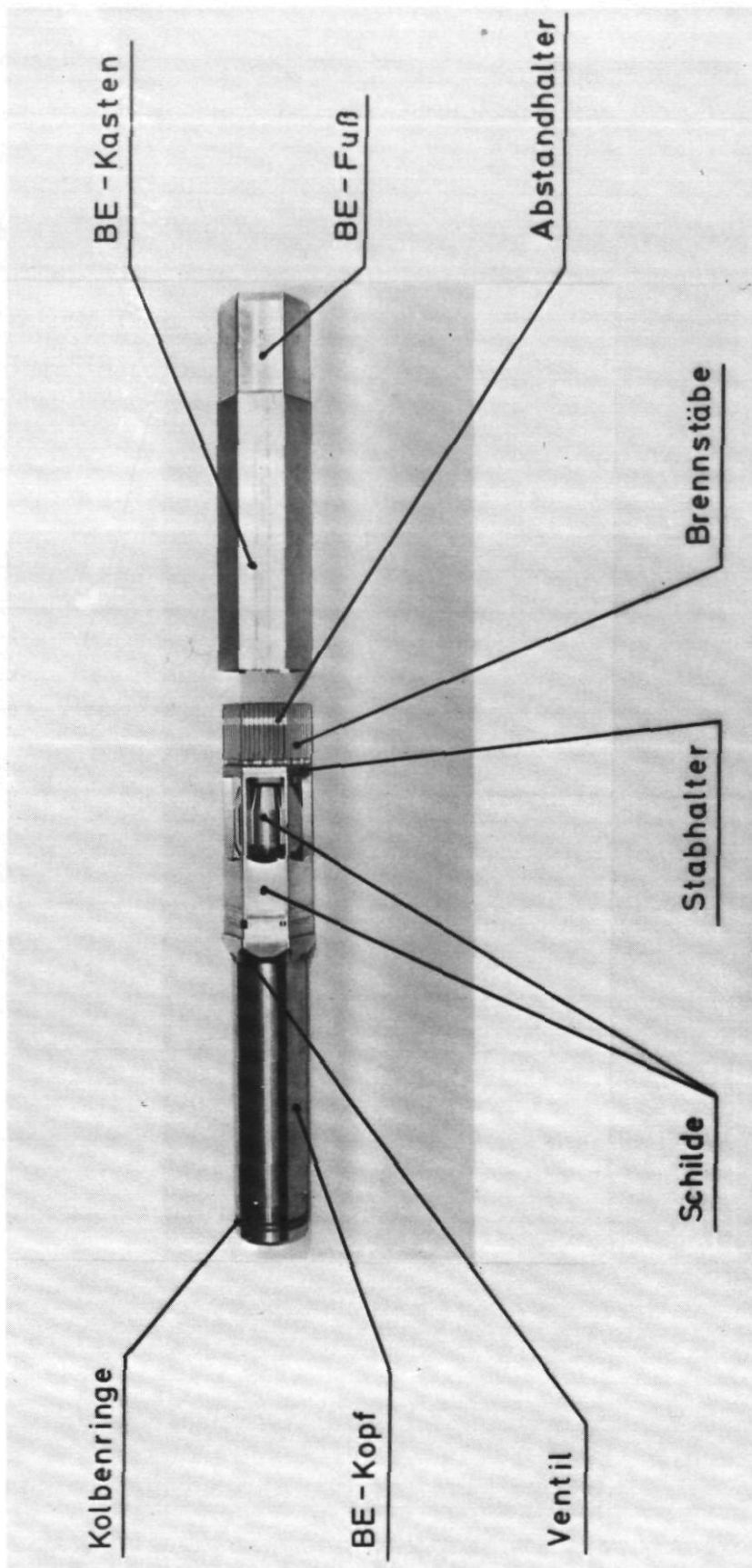


Abb. 10: GSB-Brennelement-Modell
(verkürzte Brennstäbe; Kasten abgezogen)

3.6 ERGEBNISSE DER VORBESTRAHLUNGEN

H. Euringer, KFA Jülich

Vor dem eigentlichen Brennelementbündel HELM 3, das im kommenden Zyklus in den Reaktor eingesetzt wird, wurden zwei Vorbestrahlungen durchgeführt an zwei Bündeln mit den Namen HELM 1 und HELM 2.

HELM 1 ist ein Bündel ohne Brennstoff. Die Stäbe bestehen aus austenitischem Stahl, so daß sich etwa die gleiche γ -Aufheizung ergibt, wie bei den Bündeln mit Brennstoff. Das Bündel wurde drei Reaktorzyklen im BR2 bestrahlt, das sind 67 Vollasttage. Der Grund für den Einsatz dieses Einschubs war:

1. die Messung der Leistung erzeugt durch die γ -Strahlung,
2. die Kontrolle der Funktion und des Verhaltens der Spaltgasübertrittsstelle zusammen mit der In-Pile-Strecke,
3. das Verhalten und die Funktion des gesamten Kühlkreislaufs und der Nebenkreisläufe,
4. Test der schriftlich festgelegten Arbeitsabläufe,
5. Training des Personals,
- und 6. die Tritium-Messung.

Zu 1:

Die γ -Aufheizung war mit einem mittleren Wert von $4,5 \text{ Watt/g Al}$ angenommen worden bei der Solleistung des Brennstoffbündels. Die Messungen mit HELM 1 ergaben eine von $3,5$ bis $5,5 \text{ W/g Al}$ über die drei Reaktorzyklen ansteigende Leistung. (Der Anstieg ist bedingt durch das Abbrennen der Gifte im Treiberbrennelement.) Das Maximum der γ -Aufheizung scheint am Ende dieser Zeit erreicht.

Wir haben uns entschlossen, das Treiberbrennelement nach diesen Messungen nur drei Zyklen (statt vier) für den GSB zu verwenden und es nicht nach zwei Zyklen um 180° zu drehen. Damit begegnet man der schwer abschätzbaren Gefahr einer Überhitzung einzelner Stäbe nach dem Drehen.

Die γ -Aufheizung und ihre Abhängigkeit vom Abbrand des Treiber-elements benötigt man zur Errechnung der Spaltleistung und des Abbrandes des Brennstoffbündels aus der Gesamtleistung.

Die γ -Aufheizung führte zu einer mittleren über das Kühlgas abgeführten Leistung von ca. 40 kW. Die vorwiegend eingestellten Betriebsbedingungen waren:

Kühlgasdurchsatz	200 g/sec,
Kühlgasdruck	60 bar,
Bündeleintrittstemperatur	138°C ,
Bündelaustrittstemperatur	180°C .

Zu 2:

Die Funktion der Spaltgasübertrittsstelle entsprach der Erwartung. Es wurde bei diesen Betriebsbedingungen ein Δp von 0,15 bar an dieser Stelle gemessen (bei einem Durchsatz von 100 Nl/min durch SPAGS). D. h. die Kolbenringdichtung und der Sitz des Bündels im Konus waren gut. Die Werte veränderten sich nicht über die Betriebszeit.

Zu 3:

Die einzigen Unregelmäßigkeiten, die am Kreislauf während der Bestrahlung auftraten, waren:

- a) Durch Kondensation der Luftfeuchtigkeit in dem ungeheizten Gebäude, in dem die Frequenzgeneratoren für die Gebläse und ihre Ansteuerungen untergebracht sind, wurden durch Rostbildung einige Transformatoren zerstört. Sie wurden ausgetauscht durch vergossene Einheiten. In die Instrumentierungsschränke werden geregelte Heizungen eingebaut.
- b) Die Durchsatzregelung des Kühlgases wurde durch einen Thyristor in einer anderen Regelung so gestört, daß es zur auto-

matischen Abschaltung des Reaktors führte. Die Stromkreise wurden getrennt.

- c) Die Kühlgefäße für die Flüssig-Stickstoff-Kühlung der Aktivkohlefallen in SPAGS mußten wegen Undichtigkeiten an der Deckelabdichtung umgebaut werden.

Alle anderen Arbeiten und Reparaturen müssen zur Routine-Wartung des Experiments gerechnet werden. Außer einiger kleiner Kreislaufkomponenten wurden die Nebenkreisläufe nacheinander in Betrieb genommen und ihre Funktion erprobt.

Zu 4:

Die zur Bedienung der Anlage am Schreibtisch erarbeiteten Prozeduren des umfangreichen Betriebshandbuches wurden an der noch unkritischen Anlage gecheckt. Dabei ergaben sich naturgemäß eine Reihe von Abänderungen, die einer Vereinfachung und Verbesserung der Sicherheit gerecht werden. Das betrifft auch die automatisch ablaufenden Programme für das SPAGS-System.

Zu 5:

Das Experiment wird rund um die Uhr von einer Betriebsmannschaft überwacht, die vom CEN-SCK aufgestellt wurde. Die Mannschaft, die auch schon beim Aufbau des Experiments tätig war, mußte mit allen anfallenden Arbeiten vertraut gemacht werden, ganz besonders mit den Maßnahmen nach Warnungen am Experiment. Die Maßnahmen sind ebenfalls schriftlich festgelegt.

Die Mannschaft kann von Ingenieuren, die in Rufbereitschaft stehen, unterstützt werden. Obwohl es keine Sprachschwierigkeiten gibt (alle sprechen deutsch), werden alle Betriebsunterlagen in Flämisch und Deutsch erstellt.

Zu 6:

Da beim Betrieb von HELM 2 und HELM 3 Tritiummessungen durchgeführt werden und ein Teil des Tritiums über die Aktivierung von He 3 entsteht (ein Anteil im Kühlgas), mußte dieser Anteil durch Messungen mit HELM 1 bestimmt werden. Das ist nötig, um den An-

teil, der durch Spaltung von U und Pu entsteht, separieren zu können. Es wurde eine Gesamtfreisetzung von $0,6 \mu \text{ Ci/h}$ bei Sollleistung gemessen, ein Wert, der um einen Faktor 5 tiefer liegt als bei He, das aus der Luft gewonnen wird. Das heißt, unser verwendetes Helium ist arm an He 3 (es kommt aus Erdquellen). Diese Erzeugungsrate kann gegen die als Spaltprodukt (wie wir es bei HELM 2 gemessen haben) vernachlässigt werden.

HELM 2 ist ein Brennstoffbündel mit UO_2 -Pellets. Es enthält noch kein Pu. Das Bündel wurde zwei Zyklen in den Reaktor eingesetzt. Die Bestrahlung lieferte alle Werte, so wie sie auch mit HELM 3 erzielt werden. Es konnten letzte Änderungen und Anpassungen an der Anlage vorgenommen werden, ohne das eigentliche Bündel zu gefährden. Mit der Vorbestrahlung sollten im wesentlichen Ergebnisse erbracht werden bei:

1. der Kontrolle des errechneten und im Nullreaktor gemessenen Flußprofils, des Neutronenspektrums, der Leistungsverteilung auf die einzelnen Stäbe und der Regelbarkeit der Gesamtleistung
2. der Erprobung der Anlage unter Originalbedingungen
3. dem Umgang mit der H_2 - und H_2O -Injektion und der Tritium-Messung
4. den Spaltprodukt-Messungen und damit über die Funktion der Spaltgasübertrittsstelle.

Zu 1:

Das Bündel ist an der Außenseite des Kühlgasführungsrohres um die Brennstäbe mit Monitoren bestückt, mit deren Hilfe wir bei der bevorstehenden Nachuntersuchung das Flußprofil und das Neutronenspektrum kontrollieren wollen.

Die Gesamtleistung des Bündels ließ sich bei konstanter Reaktorleistung mit Hilfe der benachbarten Regelstäbe des Reaktors zwischen den Grenzen 280 kW und 290 kW über die Einsatzzeit fest einstellen. (Sollwert 284 kW.) Der Regelbereich ist größer als $\pm 20 \%$.

Zu 2:

Die Gesamtanlage wurde ein erstes Mal unter Originalbedingungen erprobt. Das thermodynamische Verhalten der Anlage wich nur wenig von dem errechneten Verhalten ab.

Die Regelungen des HKL (im wesentlichen drei zur Konstanthaltung des Kühlgasdruckes, des Kühlgasdurchsatzes und der Austrittstemperatur des Kühlgases aus der In-Pile-Strecke) mußten neu eingestellt werden. Sie beeinflussten sich gegenseitig so ungünstig, daß sie unter besonderen Bedingungen zu schwingen begannen. Dabei wurden Grenzwerte überschritten und der Reaktor automatisch abgeschaltet. Die während der Hauptzeit eingestellten Fahrbedingungen waren:

Gesamtleistung des BE:	280-290 kW
Kühlgasdurchsatz:	225 g/sec
Kühlgasaustrittstemperatur:	500 °C
Max. Staboberflächentemperatur:	680 °C

Zu 3:

Der H_2 - und H_2O -Gehalt im Kühlgas wurde über die Injektion eingestellt. Die Gehalte wurden in Stufen erhöht bis auf 25 vpm H_2O und 80 vpm H_2 . Bei den einzelnen Stufen wurden Tritiummessungen im Kühlgas und im SPAGS-System durchgeführt, um festzustellen, in welcher Form das Tritium vorliegt (als HTO oder HT) und wie es sich verteilt. Die Messungen sind noch nicht vollständig ausgewertet. Die theoretisch erwartete Tritiummenge (ca. 200 μ Ci/h) wird auch gemessen. Der Hauptanteil gelangt in den HKL (ca. 2/3) und fällt dort, wie auch in SPAGS, vorwiegend als HT an.

Die Erhöhung des H_2 - und H_2O -Anteils und damit auch die Tritiummessungen mußten abgebrochen werden. Bei der Überführung von Spaltgasen aus einer Aktivkohlefaller von SPAGS in eine Abklingbatterie war die Membran des Kompressors gebrochen.

Aus Sicherheitsgründen (weil keine Reservekohlefaller zur Verfügung stand) mußte die Feuchtigkeit auf Minimalwerte heruntergefahren werden.

Der Teil der Anlage ist bereits vollständig (ohne Kompressor) umgebaut worden.

Zu 4:

Im SPAGS-System und im HKL wurden (neben der kontinuierlichen Aktivitätsmessung) Spaltgasspektren aufgenommen. Die Ergebnisse zeigen im wesentlichen folgendes Bild: Zu Beginn der Bestrahlung überwiegen im SPAGS-System die kürzer lebigen Spaltedelgase, insbesondere Kr-85m und Kr-88. Dann nehmen die länger lebigen Gase Xe-133, Xe-133m und Xe-135 stärker zu und die Verhältnisse beginnen sich nach der zweiten Bestrahlungswoche zu stabilisieren. Die dafür errechneten V/B-Werte (das ist die Relation dessen, was freigesetzt wird, zu dem, was im Brennstoff durch Spaltung entsteht) liegen bei

$$\begin{array}{ll} 2 \cdot 10^{-2} & \text{für Xe-133} \\ \text{und } 3,5 \cdot 10^{-3} & \text{für Xe-133m.} \end{array}$$

(Die anderen Werte sind dagegen vernachlässigbar.) D. h. nur etwa 2-3 % der erzeugten Spaltedelgase gelangen in das SPAGS-System. Wegen der zweiten, im BE eingebauten Aktivkohlefaller liegen die Freisetzungen tiefer als bei den in den USA durchgeführten GB-Experimenten. Abb. 1 (Seite 83) zeigt ein charakteristisches Spaltgasspektrum und einen Vergleich der Ergebnisse von HELM 2 mit denen der amerikanischen Einstabkapselbestrahlung GB10. Darin wird die größere Verzögerung der Spaltgase im Test-BE deutlich.

Sehr wichtig ist der Anteil der Spaltgase im Kühlgas. Dort wurde ausschließlich Xe-133 festgestellt. Der V/B-Wert hängt vom Durchsatz durch SPAGS ab und liegt zwischen 2 und $4 \cdot 10^{-5}$. Das sind Werte im Bereich dessen, wie sie auch für den HTR im Gespräch sind.

Die Absolutwerte der Aktivität liegen bei 10^{-10} Ci/Ncm³. Für das Loop bedeutet das, daß erst 10 % des ersten Grenzwertes erreicht werden, der den Zugang zum Kühlkreislauf einschränkt. Bei Leistungserhöhungen und Temperaturerhöhungen atmet das Brennelement verstärkt Spaltgase aus. Um die Verhältnisse zu untersuchen, wurden mehrere Tests durchgeführt. Bei diesen Tests (Leistungserhöhungen um 40 % der Solleistung mit 20 %/h und Temperaturerhöhungen um 150 °C mit 40 %/h) wurden Aktivitäten gemessen, die nur bis dreimal so hoch liegen wie die Gleichgewichtswerte. Sehr

schön konnte man dabei beobachten, wie die Aktivität in zwei Schüben ausgeatmet wird (Abb. 2, Seite 84), und zwar diejenige aus der Kohlefalle, dann die geringere Aktivität aus dem Blanketbereich, dann werden die Maximalwerte erreicht, wenn Gas aus der Brennstoffzone austritt. (Die Spaltproduktzusammensetzung ist auch eine andere.)

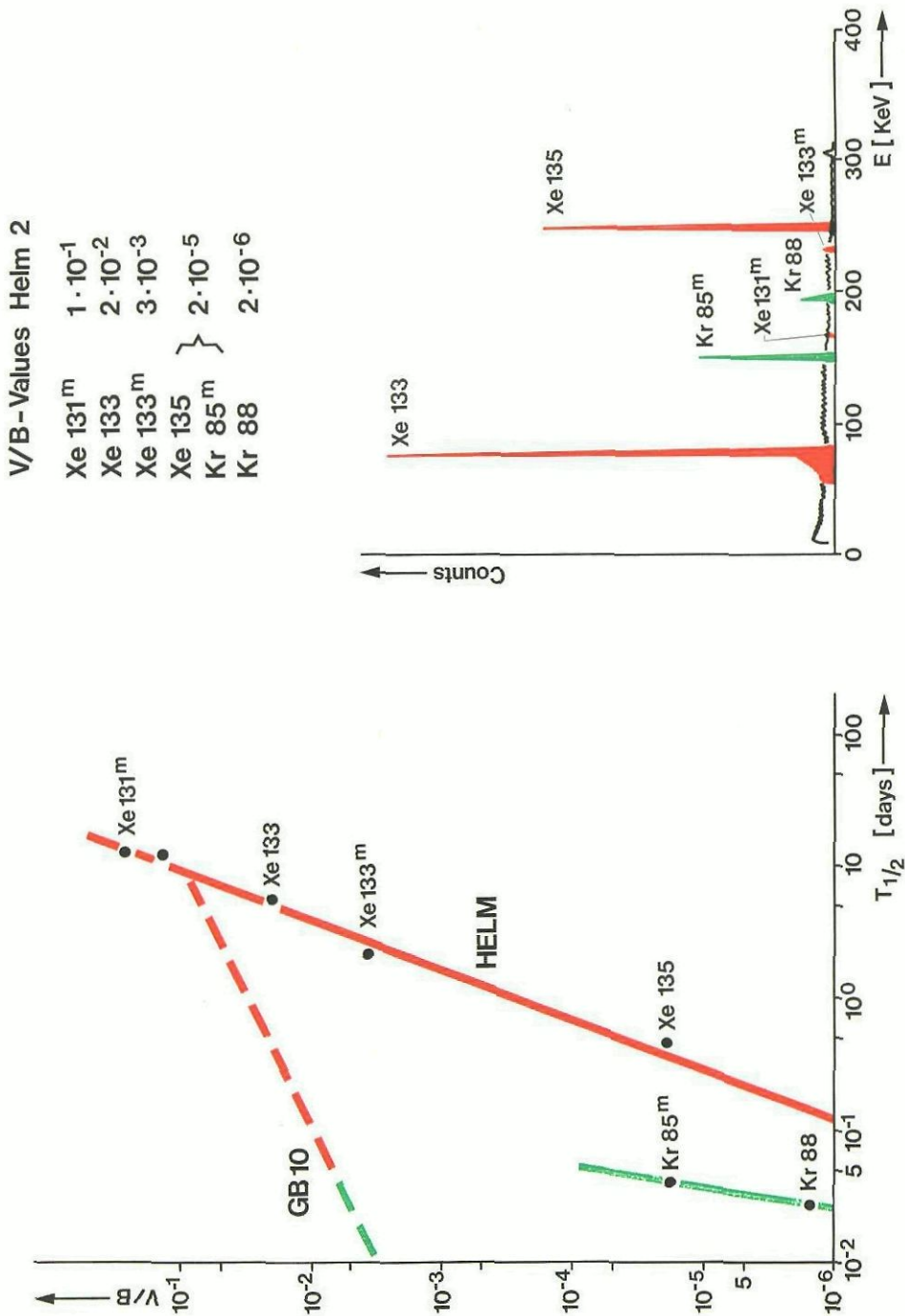
Wesentlich höhere Freisetzungen (und zwar 500 mal so hohe) wurden gemessen, als wir das Bündel am Ende der Bestrahlung "gespült" haben, bevor wir es aus seinem Sitz in eine gehobene Position zum Abklingen gebracht haben (gespült heißt hier, den Druck mehrmals unter Temperaturerhöhung absenken). Niemals wurde dabei eine Erhöhung der Aktivität im HKL gemessen. Dies und die Absolutwerte der Aktivität im HKL zeigen, daß die Rückdiffusion der Spaltgase in dem HKL an der Spaltgasübertrittsstelle gering ist.

Das Kühlgas wurde mehrmals auf Jod hin untersucht, und obwohl die Meßmethode die Messung noch sehr kleiner Konzentrationen möglich macht, konnte kein Jod festgestellt werden.

Die beiden Vorbestrahlungen, die über eine Zeit von ca. 100 Volllasttagen durchgeführt wurden und den Dauerbetrieb der Anlage über 150 Tage nötig machten, haben uns zu einer Reihe von technischen Abänderungen an dem Kreislauf veranlaßt, um die Sicherheit zu erhöhen. Die ersten Bestrahlungsergebnisse, die besonders das Brennstoffbündel gebracht hat, sind durchweg positiv und lassen uns zuversichtlich auf die Bestrahlung von HELM 3 blicken.

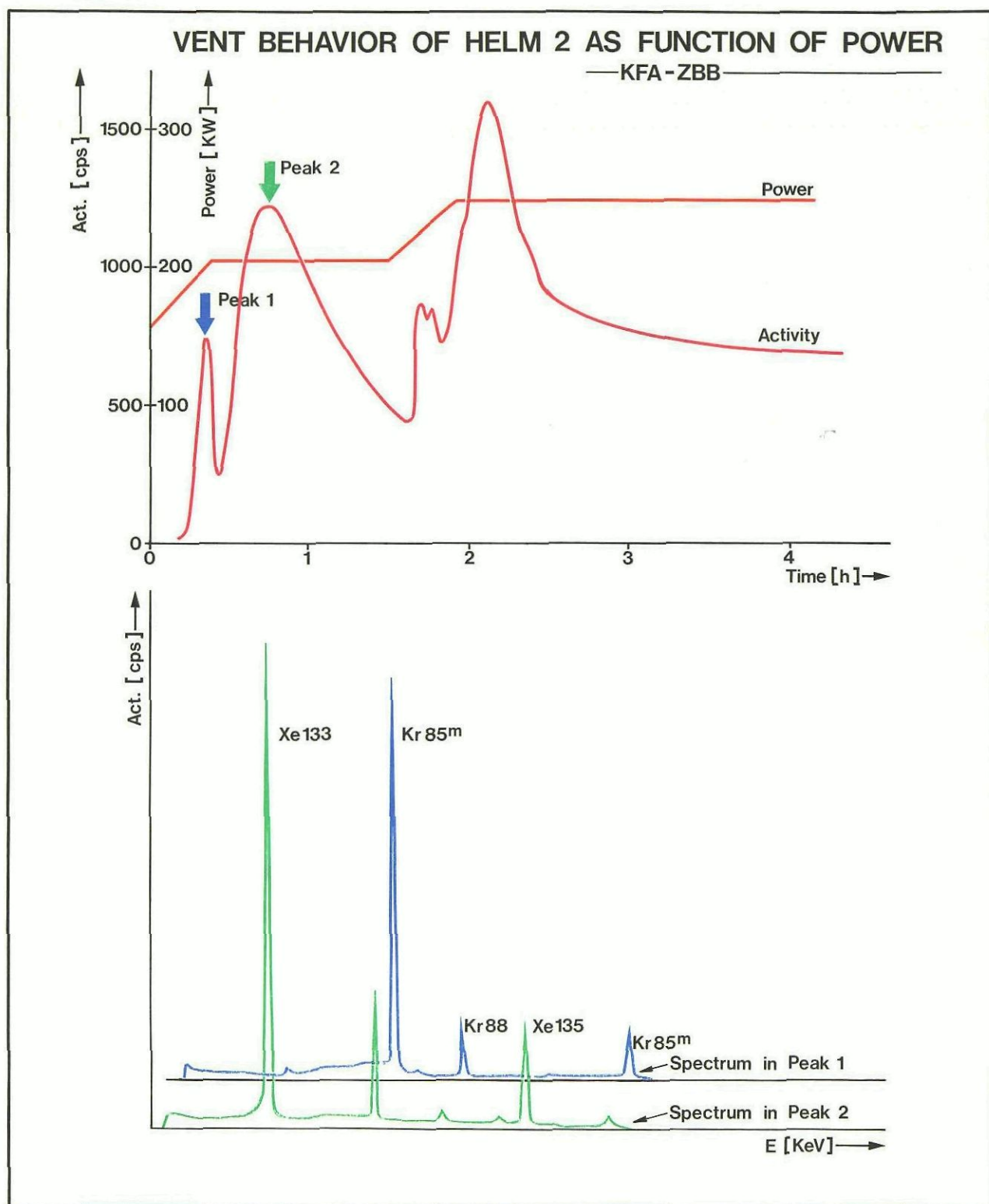
VENT BEHAVIOR OF HELM 2

—KFA-ZBB—



Representative Fission Gas Spectrum of HELM 2

Comparison of Vent Behavior between GB 10 and HELM



3.7 STRATEGIEÜBERLEGUNGEN ZUM ZUKÜNFTIGEN EINSATZ DER SCHNELLEN BRÜTER

Ludwig Meyer, General Atomic Europe, Zürich / Schweiz
Peter Fortescue, General Atomic Company, San Diego / USA

Zur Feier der erfolgreichen Inbetriebnahme des Helium Loop Mol (HELM)-Experimentes am 1. März 1978 in Mol war es eine besondere Freude, die Glückwünsche der Firma General Atomic an alle daran teilnehmenden europäischen Institutionen, und insbesondere an die vielen Damen und Herren, die persönlich so viel Arbeit für die Verwirklichung dieses für die Gasbrüterentwicklung so überaus wichtigen Bestrahlungsexperiments geleistet haben, zu überbringen.

Im Anschluss an die technischen Vorträge, welche eine gute Uebersicht über die solide Entwicklungsarbeit vermittelten, welche auf dem Gebiet der Brennelementtechnologie für den gasgekühlten Schnellen Brüter geleistet wird, ergab sich die Gelegenheit, einige neuere Gedankengänge zum allgemeineren Thema des zukünftigen Einsatzes von Schnellen Brütern vorzutragen.

Bekanntlich sind gegenwärtig die USA in besonderem Masse daran, dieses Thema neu zu überdenken. Grundsätzlich geht es dabei um die Frage, wie man einerseits die Versorgung mit Kernenergie langfristig und weltweit sicherstellen kann, während man andererseits eine Weiterverbreitung ("Proliferation") von Kernwaffen nach Möglichkeit verhindern will, indem durch technische und administrative

Vorkehrungen (in nationalem und internationalem Umfang) eine unkontrollierte Abzweigung von waffenfähigen Spaltstoffmengen aus dem Brennstoffkreislauf der Leistungsreaktoren weitgehend verunmöglicht werden soll.

In diesem Zusammenhang sind die Schnellen Brüter besonders ins Rampenlicht der Diskussion geraten, da ihr Brennstoff ja einerseits beträchtliche Mengen von Plutonium enthält, während sie andererseits ihre essentielle Aufgabe des Brütens, d.h. der Erzeugung neuen Spaltstoffs, nur im Verein mit einer Wiederaufarbeitung ihres bestrahlten Brennstoffes erfüllen können. Es ist nun aber gerade die Wiederaufarbeitung, die sich momentan in den USA wegen der erwähnten Proliferationsaspekte in einem Zustand besonderer Unsicherheit befindet. So sind z.B. ernstgemeinte Vorschläge gemacht worden, auf die Wiederaufarbeitung bis auf Weiteres ganz zu verzichten und abgebrannte Brennelemente der heutigen Leichtwasserreaktoren direkt einer Endlagerung zuzuführen.

Vor diesem Hintergrund sind die Ueberlegungen von P. Fortescue zu sehen, die anlässlich der Feier am 1. März 1978 in Mol nur kurz zusammengefasst wurden, hier aber des möglichen grösseren Interesses wegen anhand des nachfolgenden Aufsatzes [1] vollumfänglich in deutscher Uebersetzung wiedergegeben werden.

Hierin wird zunächst belegt, dass für die Zielsetzung einer wirklich langfristig, d.h. auf viele Generationen hinaus gesicherten nuklearen Energieversorgung die Einführung Schneller Brüter in der Tat eine Notwendigkeit darstellt. Während diese Ansicht unter Fachleuten kaum umstritten ist, so gehen die Meinungen über die wünschbare Strategie des Brütereinsatzes zur Zeit noch stark

auseinander, wobei man die folgenden zwei grundsätzlichen Standpunkte unterscheiden kann:

1. Die Anhänger einer reinen Brüterstrategie sehen den allmählichen aber vollständigen Ersatz der heutigen thermischen Reaktoren (d.h. hauptsächlich der LWR) durch Schnelle Brüter, d.h. aus dieser Sicht würden in der weiteren Zukunft alle Reaktoren Schnelle Brüter sein.
2. Ein gegensätzlicher Standpunkt sieht die zukünftige Hauptaufgabe der Schnellen Brüter vor allem in ihrer Funktion als "Brennstofffabriken". Hierbei wird davon ausgegangen, dass es auch langfristig gesehen aus verschiedenen Gründen angezeigt sein wird, sowohl thermische als auch schnelle Reaktoren nebeneinander zu betreiben.

P. Fortescue, schon seit mehreren Jahren ein Anhänger der zweiten Schule, zeigt im nachfolgenden Aufsatz, dass diese Strategie auch den Bemühungen um eine Bewältigung des Proliferationsproblems entgegenkommt. Kurz gesagt, könnte durch die Erzeugung von Uran-233 in den Brutmänteln der Schnellen Brüter, welches dann als Spaltstoff in thermischen Reaktoren eingesetzt würde, die notwendige Anzahl Schneller Brüter so beschränkt bleiben, dass sich das in Diskussion befindliche Konzept, Schnelle Brüter und zugehörige Wiederaufarbeitungsanlagen auf speziell gesicherten Standorten zu errichten, praktisch verwirklichen liesse.

Schliesslich sei hier noch darauf hingewiesen, dass die im Folgenden erläuterten Ideen in der Zwischenzeit weiter ausgebaut und anhand von mittelfristigen Strategierechnungen numerisch ausgewertet wurden [2].

Von besonderer Aktualität erscheint uns auch die Ausweitung dieser Strategie vom rein nationalen Gesichtspunkt auf die grösseren Zusammenhänge der internationalen Zusammenarbeit auf dem Nukleargebiet [3]. Geht man von der Tatsache aus, dass es einerseits grössere und hochindustrialisierte Länder mit grossen Kernenergieprogrammen und zugehöriger Infrastruktur gibt, während sich andererseits für kleinere Länder oder weniger industrialisierte Regionen (z.B. der Dritten Welt) der Aufbau einer vollständigen Infrastruktur schon aus wirtschaftlichen Gründen nicht lohnen würde, so erscheint es besonders einleuchtend, wenn der Betrieb von "Brennstoffabriken" (bestehend aus Brütern, Wiederaufarbeitungsanlagen und weiterer Infrastruktur des Brennstoffzyklus), welche im Prinzip auch internationalisiert werden könnten, den grösseren Industrieländern übertragen würde. Die übrigen Länder brauchten dann nur thermische Reaktoren zu betreiben und wären von sensiblen Aspekten des Brennstoffkreislaufs weitgehend entlastet.

Es bleibt zu hoffen, dass diese Ideen auch im Rahmen der gegenwärtig durchgeführten "International Fuel Cycle Evaluation" (INFCE) auf fruchtbaren Boden fallen werden.

- [1] P. Fortescue: "Sustaining an Adequately Safeguarded Nuclear Energy Supply", "International Scientific Forum on an Acceptable Future of Nuclear Energy for the World", Fort Lauderdale, Florida, Nov. 7 - 11, 1977
- [2] C.L. Rickard: "The Thorium Fuel Cycle", Atomic Industrial Forum Fuel Cycle Conference, New York, March 5 - 8, 1978
- [3] C.L. Rickard and L.F. O'Donnell: "Thorium and the Breeders: Creating Options for the Future", International Conference on the Nuclear Fuel Cycle sponsored by the Atomic Industrial Forum Inc. and the British Nuclear Forum, London, Sept. 26 - 29, 1978

WIE KOENNEN WIR EINE HINREICHEND GEGEN MISSBRAUCH
GESCHUETZTE VERSORGUNG MIT KERNENERGIE AUFRECHTERHALTEN?¹⁾

Die Suche nach Wegen, um unseren Energiebedarf in der Gegenwart und in der näheren Zukunft zu decken, ist durch ein breites Spektrum verschiedener Meinungen gekennzeichnet. Dies erklärt sich sowohl aus den damit zusammenhängenden gesellschaftlichen Streitfragen als auch aus der Anzahl der offenen Wege.

Auf lange Sicht lassen sich jedoch weitaus weniger Optionen erkennen. Der maximale Beitrag, den ein sicherlich notwendiges Programm zum Energiesparen und zur weitestgehenden Ausnützung "erneuerbarer" Energiequellen praktisch leisten kann, bewegt sich immer noch weit unterhalb der Bedürfnisse einer Welt, die mit allen Mitteln eine Verbesserung des Lebensstandards des grösseren Teils ihrer Bevölkerung anstrebt. Trotz der vielen gegenteiligen Argumente bleibt die nukleare Option daher das einzige technisch sichergestellte Mittel, um diese Aspirationen in genügendem Mass zu befriedigen.

Diese Option sieht sich jedoch gegenwärtig ernststen politischen Schwierigkeiten gegenüber, welche mit einem möglichen Missbrauch für militärische Zwecke, sowie mit der Behandlung der Abfälle zusammenhängen. Unter diesen Umständen scheinen nur gewisse Formen der nuklearen Alternative in der Lage zu sein, die Energieversorgung so langfristig sicherzustellen, dass sich ihr Einsatz auch wirklich lohnt.

¹⁾ P. Fortescue: "Sustaining an Adequately Safeguarded Nuclear Energy Supply", vorgetragen anlässlich des "International Scientific Forum on an Acceptable Future of Nuclear Energy for the World", Fort Lauderdale, Florida, 7. - 11. Nov. 1977

Es erscheint in der Tat, dass kein Reaktortyp für sich allein alle Bedingungen erfüllen kann, die eine gesicherte Begründung der nuklearen Option erfordert. Unser Anliegen hier besteht daher in der Suche nach einer Strategie, welche unter Verwendung verschiedener Reaktortypen der Erfüllung der verschiedenen und sich manchmal widersprechenden Zielsetzungen so weitgehend wie praktisch möglich nahezukommen scheint.

Die langfristige Betrachtung

Um diese Zielsetzungen richtig ins Bild zu rücken, wollen wir mit einem kurzen Blick auf eine grosse Leinwand beginnen.

Um die Bedeutung von Zahlenangaben über vorhandene Energiereserven richtig zu erfassen ist es aufschlussreich, sie dadurch zu illustrieren, dass man den vermutlichen Gesamtbedarf an thermischer Leistung über dem Zeitraum aufträgt, den ein solcher Verbrauch zulassen würde. Figur 1 zeigt solch ein Bild für die USA, wobei die Massstäbe für den Zeitraum und die thermische Leistung der Grössenordnung der hier betrachteten Aufgabe, sowie den Möglichkeiten der nuklearen Ressourcen entspricht. Dies bedeutet, dass thermische Leistungen bis zu etwa 7000 GW (etwa das 2½fache des gegenwärtigen Gesamtwertes der USA) und ein Zeitraum von 3000 Jahren betrachtet werden.

In diesem grossen Massstab erscheint der Nutzen, welcher aus der ausschliesslichen Verwendung von Leichtwasserreaktoren (LWR) ohne Spaltstoffrückführung gezogen werden könnte, in der Tat gering, indem er nur gerade durch den schmalsten Balken zum Ausdruck kommt. Hierbei wurde ein totaler Verbrauch

von $4,3 \times 10^6 \text{ t U}_3\text{O}_8$ angenommen, was der Menge entspricht, welche im allgemeinen den ökonomisch erschliessbaren Ressourcen in den USA zugeordnet wird. Sofern diese Menge in LWR ohne Rezyklisierung verbraucht wird, welche typischerweise nur 0,6% des Energieinhalts ihrer Brennstoffquelle ausnützen, so ergibt sich hiermit eine erzeugte Energiemenge von nur etwa 1.8Q, welche der Fläche des Balkens entspricht. Die Höhe des Balkens (2000 GW(t)) wurde durch die Ueberlegung bestimmt, dass keine Reaktoren gebaut würden, ohne vorher deren Brennstoffversorgung über die Lebenszeit der Anlagen garantieren zu können.

Innerhalb des betrachteten Zeitraums, welcher der Lebensdauer von Nationen angemessen ist, könnte solch ein "Auflodern in der Pfanne des Nutzens", welches nichtsdestoweniger mit der Erzeugung von etwa 5000 t Plutonium verbunden wäre, welches auf unbestimmte Zeit überwacht werden müsste, die Verwendung der Kernenergie grundsätzlich in Frage stellen.

Zieht man dagegen die Alternative in Betracht, die Gesamtmenge der geschätzten abbaubaren Kohlevorräte der USA (etwa $2,2 \times 10^{11} \text{ t}$) zu verbrennen, so würde man nur den nächstgrösseren Balken von 4,5Q Energie erhalten. Sogar falls wir irgendwie die gesamten Kohlevorräte der westlichen Welt (etwa das 4-fache der US-Reserven) verbrennen könnten, würden nur etwa 18Q zur Verfügung stehen, was in diesem Zusammenhang immer noch als bescheidene Hilfe angesehen werden muss, wenn wir die Lebensdauer einiger vergangener Zivilisationen erreichen wollen in einem Zeitalter, in dem das Ueberleben notwendigerweise so stark von der Energie abhängig ist. Ferner könnten die voraussehbaren Umweltbelastungen eines so umfassenden Kohleabbaus und -Transports sowie der Verbrennung die Akzeptierbarkeit dieser Alternative erheblich in Frage stellen.

Die Aussicht der Brutreaktoren, mehr Spaltstoff zu erzeugen als sie verbrauchen, stellt den so notwendigen Ausweg aus dieser finsternen Situation dar. Ob ausschliesslich angewandt, oder nur in genügender Anzahl um insgesamt einen vernachlässigbar kleinen Spaltstoffverbrauch zu erzielen: Brüter könnten im Effekt den grössten Teil aller in der Natur vorhandenen nuklearen Brennstoffreserven inkl. Thorium, "brennbar" machen, anstelle des winzigen Bruchteils (etwa 0.6%) des Urans allein, das gegenwärtig von LWR ohne Rezyklierung ausgenützt wird. Ferner würde die entsprechende Senkung des Erzbedarfs pro Einheit erzeugter Energie die wirtschaftlich nutzbaren Vorräte dieser Erze stark ausweiten, und durch die Reduktion des Umfangs der nötigen Abbaupoperationen würde deren Einfluss auf die Umwelt stark reduziert.

Figur 1 zeigt sehr anschaulich, dass die etwa 360 Q Energiezuwachs, die sich aus einer konservativen Schätzung der genannten Vorteile ergeben, in der Tat auch unsere grössten Ansprüche befriedigen könnten für alle Zukunft, über die zu spekulieren wir berechtigt sind.

Wege und Mittel

Bevor wir an die gewaltigen Energievorräte, die durch das Brüten von Spaltstoff erschlossen werden können, herankommen, müssen leider einige sehr wichtige Schwierigkeiten überwunden oder durch angemessenes taktisches Vorgehen vermieden werden. Diese Schwierigkeiten kommen primär von der Tatsache, dass zur Erzielung eines hohen Bruteffektes Brutreaktoren Plutonium verwenden müssen, also ein Material, welches umsichtig gesichert werden muss. Ferner bleibt sogar mit dieser Hilfe die Spaltstoff-Verdopplungszeit zu lang, um allein damit den Anstieg der Kernenergienutzung zu erzielen, die unsere schwindenden fossilen Brennstoffreserven möglicherweise erfordern werden. Zudem wird der Schnelle Brüter vielleicht

niemals den Status eines universell akzeptierten "Arbeitspferds" erreichen, und es fehlen ihm die Fähigkeiten der Hochtemperatur-Anwendungen, welche eines Tages dringend notwendig werden. Er scheint auch einen deutlichen Nachteil hinsichtlich der Anlagekosten aufzuweisen. Um diesen Schwierigkeiten zu entgehen, ist ein System notwendig, bei dem eine beschränkte Anzahl von spezialisierten Brütern eine grössere Anzahl vielseitigerer und leichter akzeptierter "Arbeitspferd"-Reaktoren erhalten könnte, was immer noch die volle Ausnutzung unserer Brennstoff-Ressourcen erlauben würde. Um einzusehen, wie dies zu erreichen wäre, ist es zunächst notwendig, die verschiedenen Arten zu diskutieren, auf welche Brutreaktoren eingesetzt werden können.

Die Rolle des Schnellen Brüters

Es gibt anscheinend zwei sehr verschiedene Ansichten über den Hauptzweck der Brütereinführung. Die erste glaubt, dass die Brüter auf Grund ihrer inherent guten Brennstoffausnutzung die Aussicht auf die kleinstmöglichen Energieerzeugungskosten bieten, und dass sie allein aus ökonomischen Gründen schliesslich alle anderen Reaktortypen verdrängen werden. Da die Verwendung von Plutonium nötig ist, um auf die relativ kurzen Spaltstoff-Verdopplungszeiten zu kommen, die für ein solches Programm notwendig sind, ist dieses Szenario mit der Vorstellung verbunden, dass alle Schnellen Brüter auch notwendigerweise grosse Mengen Plutonium erzeugen müssen.

Die zweite Ansicht, welche ich für die realistischere halte, sieht den Brüter als einen notwendigen Bestandteil für die langfristige Kernenergienutzung, aber durchaus nicht im Sinne einer ausschliesslichen Anwendung, um den vollen Nutzen zu

erreichen. Diese Ansicht geht davon aus, dass es genügt, wenn der in den Brütern erzeugte Nettogewinn an Spaltstoff die Verluste und den Verbrauch in assoziierten thermischen Reaktoren übersteigt, um im Laufe der Zeit praktisch alle verfügbaren Reserven an Kernbrennstoff (sowohl Natururan als auch Thorium) in Spaltstoff umzuwandeln und daher der Nutzung zugänglich zu machen. Dieser Weg stellt eine grösstmögliche Ausnützung der nuklearen Brennstoffressourcen dar, da er den grössten Vorteil aus der Tatsache zieht, dass ein Teil dieses Materials bereits natürlich spaltbar ist.

Indem man also den Schnellen Brüter primär als "Brennstofffabrik" betrachtet, ergeben sich grundsätzliche Ueberlegungen in Bezug auf seine Auslegung und insbesondere auf den zweckmässigsten Brennstoffzyklus. Indem man die "kommerziellen" Aufgaben den thermischen Reaktoren zuordnet, legt man besonderes Gewicht auf eine möglichst grosse Anzahl davon, welche von einem Brüter erhalten werden könnte, und ferner ergibt sich ein gänzlich neuer Aspekt für den Brüter, nämlich der, die soziologisch unerwünschten Plutoniummengen, welche aus der LWR-Produktion gegenwärtig anwachsen, zu beseitigen. Der Verbrauch, d.h. die Vernichtung dieser Plutoniummengen in Schnellen Brütern stellt daher eine wesentlich nutzbringendere und gleichzeitig wirksamere Massnahme dar, als deren Endlagerung.

Konkreter ausgedrückt, wird für diese Rolle des Brüters als "Brennstofffabrik" der Einsatz von schnellen Reaktoren mit Thorium-Brutmänteln und Plutoniumladung im aktiven Kern vorgesehen. Hierbei kann das Plutonium so geladen werden, dass es während des Betriebes verbraucht, oder dass die eingesetzte Plutoniummenge höchstens konstant gehalten wird, anstatt einen Ueberschuss zu erzeugen. Dies kann durch entsprechende Verwendung sowohl von Uran als auch von Thorium als Brutmaterialien erreicht werden, wobei das Ueberschuss-Brutvermögen für die

Produktion von U-233 verwendet wird, welches den hochwertigsten Spaltstoff für thermische Reaktoren darstellt. Geht man z.B. von den charakteristischen Daten von gasgekühlten Schnellen Brütern (GCFR) aus, so zeigt Figur 2 die Anzahl thermischer Reaktoren, die ein Brüter gleicher Leistung mit Spaltstoff versorgen könnte. Dies ist in Abhängigkeit des Konversionsverhältnisses des thermischen Reaktors aufgetragen. Es werden zwei Grenzfälle dargestellt: die obere Kurve gilt unter der Annahme, dass kein Uran als Brutmaterial eingesetzt wird, während bei der unteren Kurve angenommen wird, dass gerade so viel Uran eingesetzt wird, um das verbrauchte Plutonium durch neuerbrütetes zu ersetzen.

Der erstere Fall ist von besonderem Interesse in einer Situation, bei der sich durch den vorgängigen Bau und Betrieb von LWR ein grosser Plutoniumüberschuss angesammelt hat; die zweite Annahme muss langfristig gesehen einmal erfüllt werden, wenn die langfristige Entlastung des Energieproblems ohne weitere äussere Zuführung von Spaltstoff einmal erreicht werden soll. Innerhalb dieser Extreme sind natürlich beliebige Zwischenzustände möglich, wobei deren Wahl von der Grössenordnung des Plutoniumvorrats zur Zeit des Brüterbaus abhängig ist.

Ein wichtiger Aspekt, der sich hierbei ergibt, ist der, dass beim Einsatz von U-238 trotz der hierdurch erhöhten Gesamtkonversionsrate des Brüters (durch schnelle Spaltungen) die Erzeugung von U-233 stark reduziert wird, da in diesem Fall der Hauptanteil der Spaltstoffproduktion auf die Erzeugung der für die Versorgung des Brüters notwendigen Plutoniummenge entfällt. Ein zweiter bemerkenswerter Punkt ist die grosse Bedeutung, die der Erzielung eines hohen Konversionsverhältnisses in den thermischen Reaktoren zukommt.

Der Vorteil des Einsatzes der Brüter als extern gespeiste Konverter, welche den Hauptteil ihrer Brutrate der Erzeugung von U-233 widmen könnten, ist nun der, dass hierdurch, d.h. durch die Verwendung von U-233, eine hohe Konversionsrate in den zugehörigen thermischen Reaktoren resultiert. Der Vorteil davon ist hier sehr deutlich zu sehen. Figur 3 zeigt, dass z.B. etwa ein Dutzend HTR durch einen einzigen Brüter vom GCFR-Typ versorgt werden könnten, sofern dieser nach dem Modus mit maximalem Plutoniumverbrauch betrieben würde. Während solch ein hohes Leistungsverhältnis zwischen thermischen und schnellen Reaktoren keine besonders dringliche Anforderung darstellt, ergibt sich auch aus dem bescheideneren Verhältnis, welches ohne äussere Spaltstoffzufuhr zu den Brütern möglich wäre, dass nicht mehr als etwa ein Viertel der Gesamtleistung der Kernkraftwerke von Brütern kommen müsste.

Dieser immer noch hohe Leistungsanteil der thermischen Reaktoren ist nun der notwendige Ausgangspunkt, um die Idee der "Nuklearen Parks" für Brüter und ihre zugehörigen Wiederaufarbeitungsanlagen praktisch durchführbar zu machen. Er befreit dieses Konzept von den Einschränkungen, denen andernfalls die Standortwahl der wichtigsten nuklearen Energieerzeuger unterliegen würde, und befreit ferner die "Arbeitspferd"-Reaktoren von jeglicher Verbindung mit Plutonium.

Es können hier zwei Betriebsphasen betrachtet werden. Während einer ersten Phase, während der die Brüter-Brennstofffabriken durch die bestehenden LWR an Zahl noch weit übertroffen werden, könnten sie in einem Modus betrieben werden, bei dem, wie oben beschrieben, die überschüssige Menge von Plutonium reduziert

würde. Nach der Stilllegung der LWR könnten die Brüter auf einen Zyklus umgestellt werden, bei dem deren Kernbeladung U-238 in dem Masse zugegeben wird als nötig ist, um ihr Plutoniuminventar aufrechtzuerhalten, d.h. dass dann nur noch die Zuführung von Brutmaterial notwendig wäre.

Um die Wachstumsrate der nuklearen Gesamtleistung zu berücksichtigen, muss man natürlich sowohl die Zuführung in Form von Nachladungen, als auch für die Erstkern-Inventare in Rechnung stellen. Was die Nachladungen betrifft, so kann man feststellen, dass die Fertigstellung der etwa 230 GW(e) LWR, deren Bau in den USA geplant ist, den Bedarf der USA für lange Zeit decken könnte, da die ca. 60 GW(e) Schnelle Brüter, die hiermit mit Plutonium versorgt werden könnten, es ihrerseits erlauben würden, bis zu 700 GW(e) in Form von thermischen Hochkonvertern zu betreiben. Diese wären daher allein in der Lage, etwa den doppelten gegenwärtigen totalen Elektrizitätsbedarf der USA zu befriedigen.

Im Laufe einer Anlagenlebenszeit von 30 Jahren würde diese Plutoniumzuführung etwa 1500 t betragen, während nur etwa 200 t für die Inventare dieser Brüter notwendig wären, wenn man ein typisches System-Inventar von 3.5 t/MWe annimmt. Den Einfluss des Inventars kann man daher so ausdrücken, dass dies einer Zunahme von weniger als 15% der gegenwärtig vorgesehenen LWR entspricht. Da der Erzbedarf über die Lebenszeit dieser 230 GW(e) LWR weniger als einen Drittel der obenerwähnten Erzreserven (4.3 Mio t) ausmacht, ergibt sich hiermit kein besonderes Problem.

Hingegen würde die Verwendung von U-233 für das Erstkern-Inventar der neuen thermischen Reaktoren die Wachstumsrate stark einschränken. Dies kann aber dadurch vermieden werden, dass man hierfür U-235 einsetzt, da der Einfluss hiervon auf das Gleichgewichts-Konversionsverhältnis sehr klein ist. Dieser

Weg, um dem System zusätzlichen Spaltstoff direkt zuzuführen, ist der Schlüssel, um dessen Wachstumsrate über diejenige anheben zu können, welche durch Brüter allein möglich wäre.

In einer viel späteren Phase, in der für die Brüter kein externes Plutonium mehr zur Verfügung steht, müsste eine andere Quelle zusätzlichen Spaltstoffes (Pu oder U-233) zur Verfügung stehen, sofern ein sehr hohes Leistungsverhältnis "ausserhalb der Parks" dann immer noch wünschenswert wäre. Jedoch scheinen schon lange vor diesem Zeitpunkt die Konzepte der hybriden Fusions-Spaltungsreaktoren und des Beschleuniger-Brüters, die sich gegenwärtig im vorläufigen Studium befinden, gute Aussichten zu haben, diesen Zusatz erbringen zu können. Dies eröffnet die Möglichkeit, Bestandteile von anscheinend diversitären zukünftigen Technologien auf eine befriedigende Weise miteinander verbinden zu können. Andererseits könnte auch die Anzahl der ohne Plutonium betreibbaren Reaktoren (welche dadurch ausserhalb eines "Parks" errichtet werden könnten) in Form von schnellen oder thermischen "Nahebrütern" mit U-233/Th-Brennstoff beliebig erhöht werden. Figur 3 und 4 illustrieren die Disposition der Reaktoren und zugehörigen Wiederaufarbeitungsanlage, wie sie gemäss den obigen Ausführungen für die Anfangs- und Spätphase von Brüter-Brennstoffabrik-Parks vorstellbar sind.

Man kann feststellen, dass gemäss Figur 3 die Alternative der Lieferung von mit U-238 "denaturiertem" Uran-233 aus den nuklearen Parks besteht. Die Erwünschtheit solchen Brennstoffes muss gegenüber der resultierenden unvermeidlichen Wiedereinführung von Plutonium im abgebrannten Brennstoff der kommerziellen Reaktoren, sowie einer gewissen Reduktion ihres Konversionsverhältnisses abgewogen werden. Wichtig ist, dass es sich hier um eine Option handelt, die nach Massgabe der Umstände

zur Verfügung steht.

Die nähere Zukunft

Die oben angeführten Konzepte werden sicher eine lange Zeit bis zu ihrer Verwirklichung benötigen, und die schliessliche Notwendigkeit, Brüter-Brennstoffabriken ohne die Hilfe von in LWR produziertem Plutonium betreiben zu müssen, mag vielleicht noch hundert Jahre lang nicht eintreten.

In der Zwischenzeit gibt es weitere Gründe dafür, den Thoriumzyklus auszunützen, welche sowohl die Deckung unseres näherliegenden Energiebedarfs betreffen, als auch das dringlich gewordene Bedürfnis, die Einführung von kerntechnischen Programmen mit Potential zur Waffenproliferation möglichst zu verhindern.

In diesem Zusammenhang sind Reaktoren vom HTR-Typ, welche mit einer Urananreicherung betrieben werden können welche die Verwendung als Waffenmaterial ausschliesst, zusammen mit Thorium als hauptsächlichem Brutmaterial, sehr attraktiv. Sogar ohne Rückführung, wodurch eine Proliferation am besten verhindert würde, könnte der Erzbedarf von LWR auf äquivalenter Basis um etwa 20% verkleinert werden. Die Rückführung des U-233 allein, welche durch den Einschluss in separaten beschichteten Brennstoffteilchen beim HTR möglich ist, würde den U₃O₈-Bedarf um weitere 10 - 20% senken.

Die Verwendung von Thorium liefert daher nicht nur den Schlüssel zu einer sehr langfristigen Energieversorgung ohne gleichzeitige Notwendigkeit einer generellen Proliferation von Plutonium im

grossen Massstab, sondern in Form des mittelangereicherten Brennstoffzyklus als Interimslösung in HTR und GCFR kann es auch näherfristig einen wertvollen Beitrag leisten.

Reaktortypen

Bis hierher haben wir uns hauptsächlich mit allgemeinen Unterschieden zwischen schnellen und thermischen Reaktoren befasst, wobei wir die Ueberlegungen allerdings mit Daten illustriert haben, die den jetzigen Auslegungen von gasgekühlten Reaktoren beider Typen entsprechen. Daher muss an dieser Stelle noch etwas Zusätzliches gesagt werden, sowohl als Begründung hierfür, als auch über den Spielraum, der Verbesserungen durch Reoptimierung und spezifische Auslegung im Hinblick auf das vorgestellte Konzept noch offensteht. Die entsprechenden Ueberlegungen für die schnellen und thermischen Reaktoren sind dabei von ganz verschiedener Art.

Sowohl natrium- als auch gasgekühlte Schnelle Brüter verfügen über die nuklearen Leistungsdaten, welche während der Plutonium verzehrenden Betriebsphase, die vielleicht während der nächsten 100 Jahre im Vordergrund stehen wird, verlangt werden. Der Vorzug der Gaskühlung in diesem Zusammenhang entspringt mehr der Ansicht, dass hierdurch wesentlich niedrigere Anlagekosten ermöglicht werden, bedingt sowohl durch den Wegfall des Zwischenkreislaufes als durch das Entfallen der überaus hohen technischen Anforderungen im Zusammenhang mit Natriumsystemen, welche sich hinsichtlich Bau und Wartung zeit- und kostenmässig auswirken dürften.

Das Fehlen der externen Plutonium einspeisung während der späteren Betriebsphase gibt jedoch der höheren erreichbaren Konversionsrate gasgekühlter Brüter beträchtliches zusätzliches Gewicht.

Anfänglich ist jedoch der beherrschende Gesichtspunkt der, dass es von vitaler Wichtigkeit ist, einen Brüter in irgendeiner Form zu entwickeln, und dass die endgültige Demonstration seiner Zuverlässigkeit eine so ausgedehnte Zeitspanne in Anspruch nehmen wird, dass wir es uns nicht leisten können, nur einen Typ zu entwickeln. Hinsichtlich der Frage nach dem Entwicklungspotential - welches insbesondere in der späteren Betriebsphase wichtig wird - bieten die mögliche Verwendung von metallischem Brennstoff, oder zumindest metallischer Brutmäntel in gasgekühlten Brütern die Aussicht beträchtlich gesteigerter Brutraten.

Was die zugehörigen thermischen Reaktoren betrifft, so liegt ein wichtiger Grund für die Befürwortung des HTR in seinen Hochtemperaturmöglichkeiten. In der hier betrachteten Zukunft, in der die fossilen Brennstoffvorräte zur Neige gehen, wird die Notwendigkeit, synthetische Brennstoffe für Verkehr und Industrie zu erzeugen, die Anwendung von nuklearer Wärme weit über das Gebiet der Elektrizitätserzeugung hinaus ausdehnen.

Dies, sowie die Ausnützung der beträchtlichen Vorzüge der nuklearen Gasturbine wird Temperaturbereiche erfordern, wie sie nur mittels Gaskühlung erreicht werden können.

Das primäre Anliegen hier ist, kurz gesagt, das, der Nachwelt die weitestmöglichen Optionen offenzuhalten. Dies ist der Kernpunkt der hier befürworteten Strategien, welche sich damit in beträchtlichem Gegensatz zu der Vorstellung befinden, Plutonium in unwiederbringlicher Weise zu vergraben.

Schliesslich, da viele der hier diskutierten Fragen scheinbar nur wenig Einfluss auf unsere unmittelbaren Probleme haben, könnte man denken, dass diesbezüglich keine besondere Dringlichkeit vorliegt. Eine solche Ansicht ignoriert aber die sehr lange Vorlaufzeit, die für die Einleitung einer solchen Ent-

wicklung notwendig ist, sowie den tiefgreifenden, unmittelbaren Einfluss auf zugehörige Planungen, z.B. für die Endlagerung von Brennstoff oder die Wiederaufarbeitung. Ferner trägt anhaltendes Zaudern nur zur Vermehrung der Probleme bei, wobei unter dem wachsenden Zwang der Umstände eine gefährlich forcierte Entwicklung resultieren könnte.

Der Zeitpunkt, um mit der Entwicklung der notwendigen Anlagentechnik zu beginnen, ist in der Tat jetzt, während unsere fossilen Brennstoffvorräte uns noch die Frist einer angemessenen Zeitperiode gewähren, um diese Technik anwendungsreif zu machen.

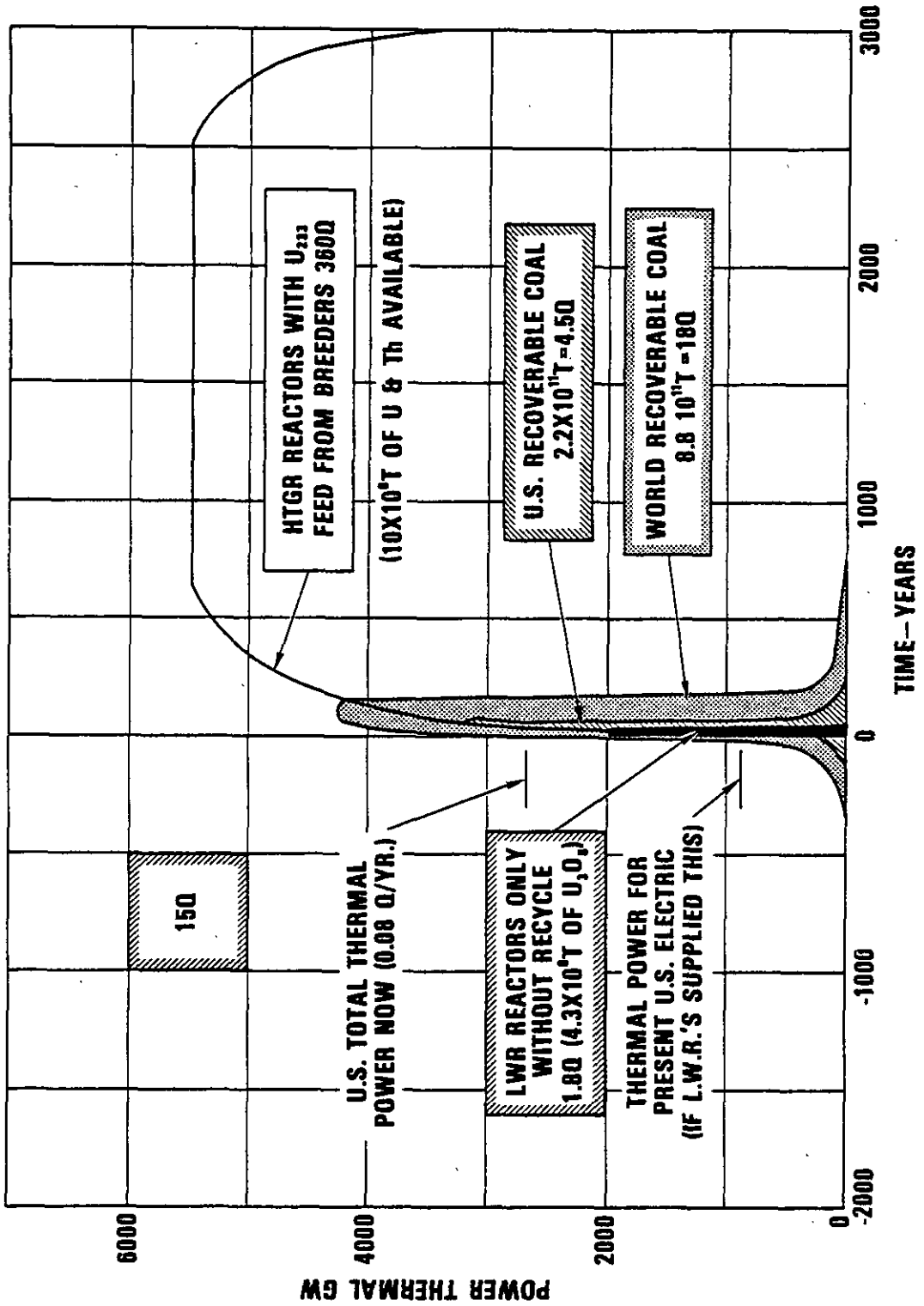


Abb. 1

BREEDER-CONVERTER SYMBIOSIS

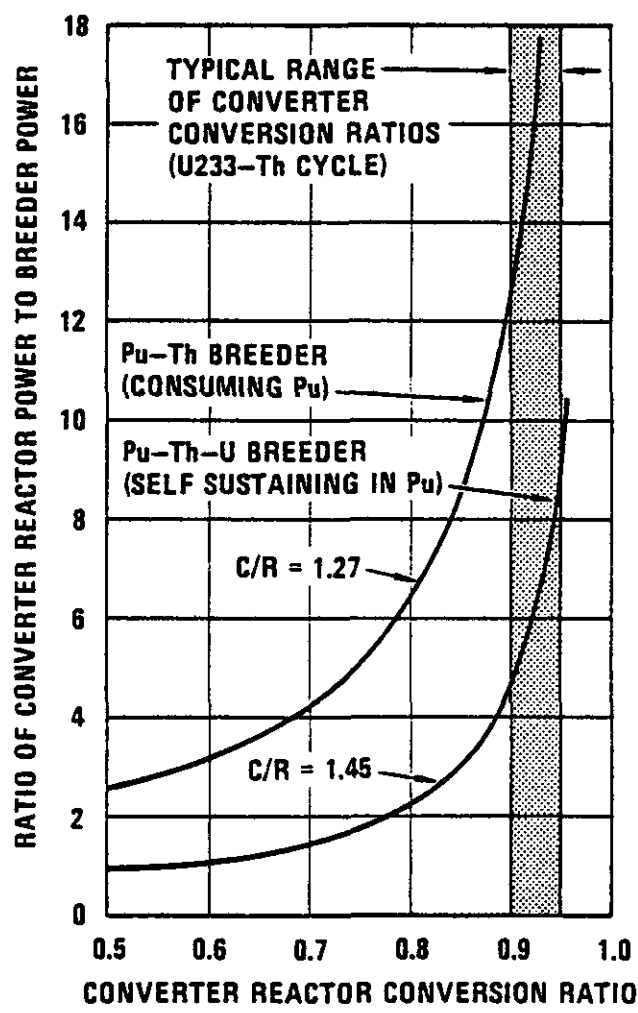
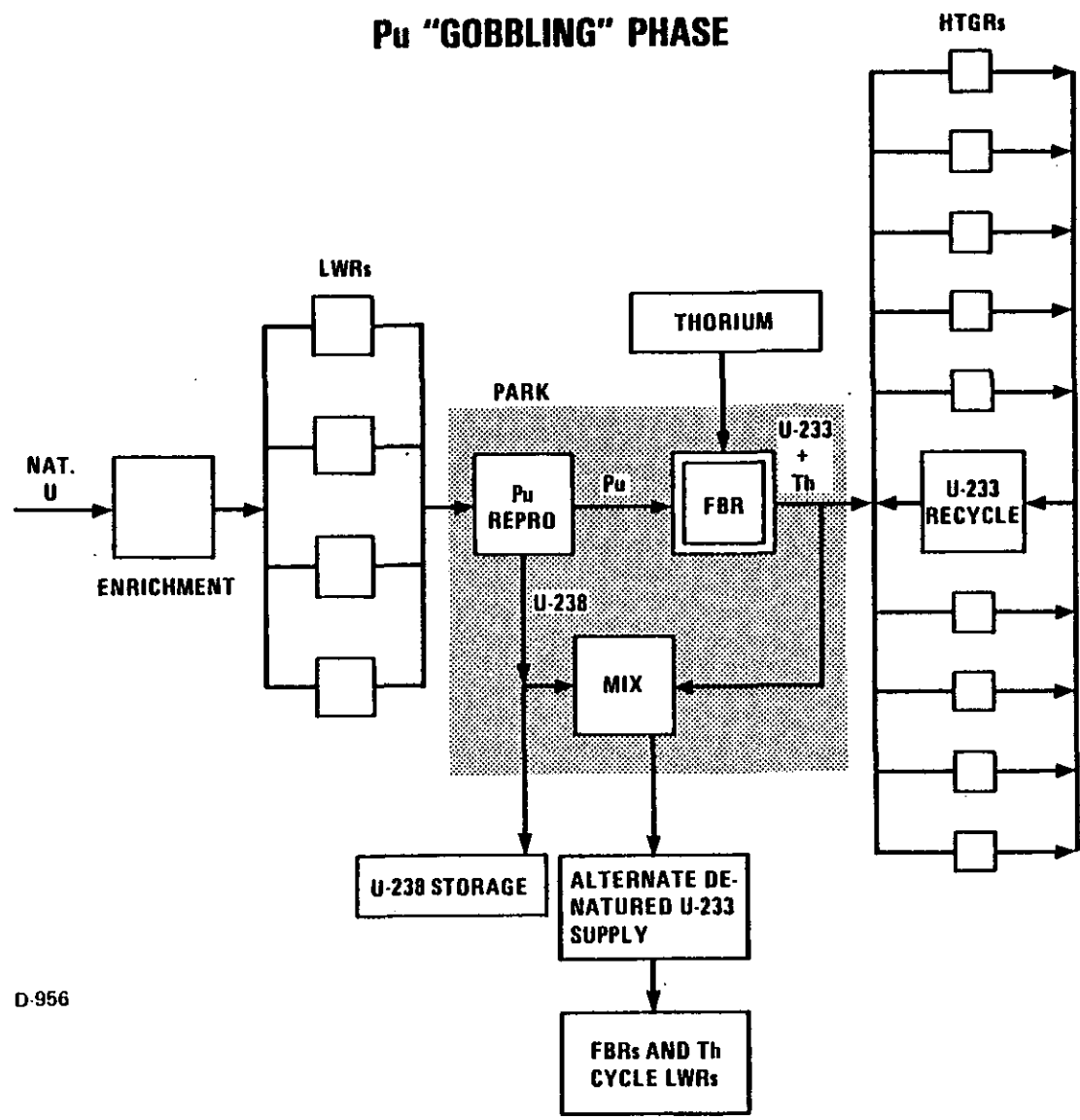
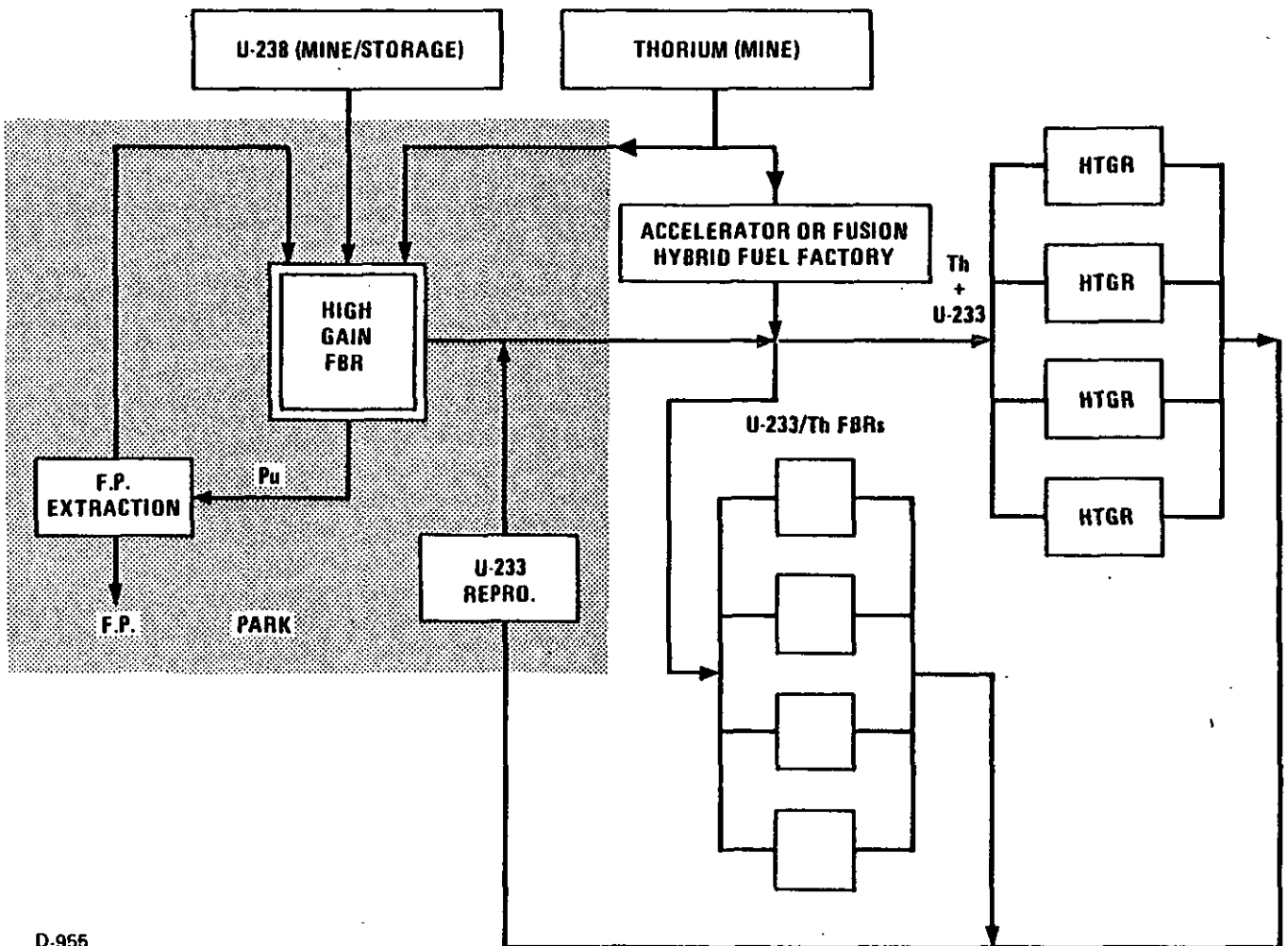


Abb. 2



D-956

FINAL PHASE



D-955

KFA**INFORMATIONEN**

Kernforschungsanlage Jülich GmbH · Postfach 1913 · D-5170 Jülich 1 · Telex 833556 kfa d
Rückfragen bitte an KFA - Öffentlichkeitsarbeit - Telefon-Durchwahl (0 24 61) 61 46 61

Datum: 1. März 1978 Nr. 16

Sperrfrist: - -

Erste Schritte zum Gasgekühlten Schnellen Brüter

Zur langfristigen Deckung des Kernbrennstoffbedarfs ist die Entwicklung von Schnellen Brütern unerlässlich, sofern die Kernenergie, wie geplant, einen deutlichen Anteil an der zukünftigen Energieversorgung einnehmen wird. Der Einsatz schneller Brutreaktoren vergrößert die Ausnutzung der Welturanreserven um das 60fache. Als eine mögliche Alternative zum natriumgekühlten Brüter wird heute der Gasgekühlte Schnelle Brüter (GSB) angesehen.

Ein besonders hoher Brutfaktor wird beim heliumgekühlten Schnellen Brüter erwartet. Darüber hinaus führt die Verwendung des inerten und einphasigen Kühlmittels Helium zu einer ähnlichen Systemtechnologie wie bei den bestehenden thermischen Hochtemperaturreaktoren. Umgekehrt stützt sich das Konzept im Bereich der Brennelemente auf die entsprechenden Arbeiten für die Natrium-Brüter.

Als ein erster wichtiger Schritt dieser Entwicklung wurde am 1. März 1978 eine Helium-Loop-Testeinrichtung am Forschungsreaktor BR2 der Centre d' Etude de l' Energie Nucléaire (C. E. N. - S. C. K.) in Mol/Belgien in Betrieb genommen.

Das hier verfolgte Konzept des Gasbrüters wurde von Amerikanern und Deutschen gemeinsam erarbeitet. Es sieht eine Zweikreisanlage mit Dampfturbine zur Stromerzeugung vor. Das Reaktorcore ist hängend angeordnet und enthält den Brennstoff in Edelstahlhüllrohren in Form von Uran/Plutonium-Mischoxidtabletten.

Ein wesentliches Merkmal dieses Brennelementkonzepts ist das automatische Druckausgleichssystem (vented fuel), durch das die Brennstabhüllrohre druckentlastet sind und weder durch den äußeren Systemdruck noch durch den inneren Spaltgasdruck belastet werden.

Anlage:KFA-Foto(s) - Abdruck oder Auswertung honorarfrei - Beleg erbeten

Im Rahmen des spezifischen GSB-Brennelemententwicklungsprogramms werden erstmals dynamische Inpiletests an belüfteten Test-Brennelement-Bündeln im sog. He-Loop-Mol im Versuchsreaktor BR2 in Mol/Belgien durchgeführt. Die Test-Brennelemente sind als 12-Stabbündel ausgebildet und enthalten alle wesentlichen Konstruktionsmerkmale der später vorgesehenen Brennelemente des gasgekühlten Brüters. Bei den Versuchen werden sie unter realistischen GSB-Betriebsbedingungen bestrahlt. Zielsetzung dieser Versuche ist der generelle Nachweis, daß dieses Brennelementkonzept für die gestellte Aufgabe geeignet ist, eine gute Funktionsfähigkeit garantiert und bei allen auftretenden Betriebszuständen über lange Betriebszeiten störungsfrei arbeitet. Bei einem Betriebsdruck von 60 bar, einer mittleren maximalen linearen Stableistung von 45 kW/m und einer maximalen Staboberflächentemperatur von 680 °C wird ein Zielabbbrand von 60 GWd/t angestrebt.

Diese Arbeiten werden vom Bundesministerium für Forschung und Technologie über die KFA Jülich unterstützt und sind zwischen den Partnern des Gasbrüter-Programms abgestimmt. An den Programmen sind neben der Kernforschungsanlage Jülich GmbH, die Kraftwerk-Union und das Kernforschungszentrum Karlsruhe beteiligt. Vertragspartner sind ferner die General Atomic in den USA und das CEN-Mol in Belgien.

Die gemeinsamen Arbeiten der Bundesrepublik Deutschland und der USA auf dem Gebiet des Gasgekühlten Brutreaktors und des Hochtemperaturreaktors werden durch ein Rahmenabkommen zwischen beiden Ländern getragen.

Jülich: Ein neues Konzept für die Schnellen Brüter

Eine neue Versuchsanlage in Mol wird mit Helium gekühlt

Von LEO BOSTEN

Mol/Belgien (Eig. Ber.). Ein bisher in der Welt einzigartiges Experiment führt derzeit die Kernforschungsanlage Jülich in internationaler Zusammenarbeit im belgischen Kernforschungszentrum Mol durch. Erstmals werden hier in einem mehrjährigen Forschungsprogramm die Eigenschaften eines Gasgekühlten Schnellen Brütters (GSB) unter realistischen Betriebsbedingungen getestet. Nach mehrmonatigen Vorbereitungen vor Ort wurde jetzt das Projekt nahezu 100 Ingenieure, Physiker und Kraftwerkern vorgestellt.

30 bis 40 Millionen Mark sind derzeit für das Projekt im flämischen Mol veranschlagt, das seit Anfang der 70er Jahre in der Planung war. Wissenschaftler in aller Welt erhoffen sich von den Schnellen Brütern eine weitaus größere Ausnutzung der Welturanreserven, Zahlen sprechen vom 60fachen der bisher erreichten Nutzung. Der wesentliche Unterschied der Jülicher Tests zu dem in Kalkar geplanten Schnellen Brüter liegt in der Wahl des Kühlmittels: statt des Metalls Natrium, das bei 100 Grad Celsius flüssig ist, wird hier das Edelgas Helium als Kühlmittel und Wärmetransporter eingesetzt. Das Helium wird bereits als Kühlmittel in Hochtemperaturreaktoren — etwa in Jülich — eingesetzt.

„Schnelle“ Neutronen

Zur langfristigen Deckung des Kernstoffbrennbedarfs ist nach Ansicht der Jülicher Wissenschaftler und der an der Entwicklung beteiligten Forschungsinstitutionen und Firmen die Entwicklung von Schnellen Brütern unerlässlich, sofern die Kernenergie, wie geplant, einen deutlichen Anteil an der zukünftigen Energieversorgung einnehmen soll. Im Gegensatz zu den Wasser- und Hochtemperaturreaktoren soll ein Brutreaktor mehr Kernbrennstoff erzeugen als er verbraucht und somit für sich selbst und andere Kernkraftwerke Brennstoff produzieren. Dieser Bruteffekt wird dadurch erreicht, daß die Schnellen Brüter nicht mit durch Wasser oder Graphit abgebremsten Neutronen arbeiten, sondern unmittelbar mit den bei der Kernspaltung freiwerdenden „schnellen“ Neutronen. Dadurch entsteht mit weitaus größerer Häufigkeit als etwa beim Leichtwasserreaktor aus dem Uran spaltbares Plutonium, das in den Brütern dann als Brennstoff benutzt werden kann.

Vielfältige Zielsetzung

Als einen Meilenstein in der Entwicklung der Schnellen Brüter bezeichneten die Jülicher Wissenschaftler jetzt in Mol das dort laufende Experiment mit dem Kühlmittel Helium, das als chemisch unveränderliches Edelgas die Nachteile des instabilen Natriums beseitigen soll. Zielsetzung der Versuche und der Sammlung und Auswertung von Daten der 60 verschiedenen Meßstellen ist der generelle Nachweis, daß dieses Brennelementkonzept überhaupt machbar ist, eine gute Funktionsfähigkeit garantiert und über lange Betriebszeiten störungsfrei arbeitet. Für die Tests steht den Jülicher Wissenschaftlern, die mit einem etwa zehn Mann starken Team in Mol ihr festes Quartier bezogen haben, einer der fünf Experimentierkanäle des Moler Forschungsreaktors zur Verfügung. Der Kanal hat einen Durchmesser

von 200 Millimeter und ist 13 Meter lang; die eigentliche Brennstoffzone allerdings beträgt lediglich 600 Millimeter. Zwei Kühlkreise sind außerhalb des Reaktors angebracht und durch zwei Rohrleitungen — ein Eingangs- und ein Ausgangsrohr — mit dem Innern des Versuchskanals verbunden. Die in der Brennstoffzone erzeugte Energie von 290 Kilowatt könnte eine kleine Siedlung mit Energie versorgen.

Hohe Sicherheitsanforderungen

Für die Bewältigung der Probleme im Reaktorbau sind heute nach Auskunft der beteiligten Wissenschaftler in immer stärkerem Umfang mehr Ingenieure als Physiker nötig. „Die Physik läßt sich nicht ändern“, formulierte es einer. Die hohen Sicherheitsanforderungen, die beim Moler Experiment durch den hohen Druck im Reaktor entstehen, dem mit einem erstmals entwickelten automatischen Druckausgleich begegnet wird, stellen höchste Anforderungen an das Material, etwa an die Stabilität des Mantels und der Rohrleitungen. Immerhin durchströmt das Helium die Brennzonen und erwärmt sich dabei. Die höchste Oberflächentemperatur der zwölf Brennstäbe liegt immerhin bei 680 Grad Celsius.

Die Jülicher Tests in Mol werden unter anderem vom Bundesforschungsministerium, dem Kernforschungszentrum Karlsruhe, der Kraftwerk-Union und der amerikanischen General Atomic unterstützt. In den Vereinigten Staaten werden die Jülicher Arbeiten zudem noch mit besonderem Interesse verfolgt, da dort die Entscheidung ansteht, einen 300 Megawatt starken Gasgekühlten Schnellen Brüter zu bauen. Ein endgültiger Beschluß darüber allerdings wird erst in einigen Jahren erwartet.

Sollte sich das Konzept des GSB bewähren, heißt das allerdings nicht, daß die bisherigen „Generationen“ von Reaktortypen

KFA Jülich startete Experiment in Belgien

JÜLICH/MOL (Eig. Ber. L. B.). Ein bisher in der Welt einmaliges Experiment mit einem heliumgekühlten Schnellen Brüter läuft derzeit unter der Obhut von Wissenschaftlern der Kernforschungsanlage Jülich im flämischen Forschungszentrum Mol.

30 bis 40 Millionen Mark soll das unter dem Namen „Helium-Loop-Mol“ laufende Projekt kosten, das jetzt offiziell etwa 100 Physikern, Ingenieuren und Kraftwerkern vorgestellt wurde.

Während das Schicksal des natriumgekühlten Schnellen Brütters in Kalkar/Niederrhein noch ungewiß ist, bereiten damit die Jülicher Forscher in internationaler Zusammenarbeit bereits die „zweite Generation“ der Schnellen Brüter vor. (Auszuglicher Bericht: Rheinland/Grenzland.)

pen überflüssig werden. Derzeit noch utopische Spekulationen gehen dahin, die einzelnen Reaktortypen zu kombinieren und so auf Jahrhunderte und Jahrtausende hinaus den Energiebedarf zu decken. Auch sucht man nach Möglichkeiten, den Brennstoff Uran durch andere Brennstoffe zu ersetzen, um das aus dem Uran erzeugte und für Waffensysteme nutzbare Plutonium beim Brüten zu vernichten, statt ständig mehr davon zu produzieren.



Rund zwei Jahre soll vorerst die Testreihe im flämischen Mol laufen. Unser Bild zeigt links einen Blick in den 80-Megawatt-Forschungsreaktor. Interessierte Zuhörer waren zahlreiche Ingenieure und Physiker, die zur offiziellen Vorstellung des Gasgekühlten Schnellen Brütters nach Mol gekommen waren.

Die Hürden auf dem Weg nach Amarillo

Im belgischen Mol wird ein neuer Reaktortyp entwickelt – Jülicher Atomforscher testen das Herzstück

VON UNSEREM REDAKTIONS-
MITGLIED WOLFGANG KEMPKENS

Mol. – Irgendwann in den 90er Jahren soll er in Amarillo im amerikanischen Bundesstaat Texas Wirklichkeit werden: der Gasgekühlte Schnelle Brutreaktor. Deutsche, belgische und amerikanische Wissenschaftler und Techniker haben im belgischen Kernforschungszentrum Mol bei Antwerpen die Geburt dieses neuen Reaktortyps eingeleitet. Am dortigen Forschungsreaktor BR-2 wird das frisch entwickelte Herzstück des Neulings getestet, das Brennelement.

Der Brennstoff – bei heute gebräuchlichen Reaktoren Uran 235, bei Schnellen Brüttern Plutonium 239 – wird, zu kleinen Tabletten (Pellets) gepreßt, in meterlange Stahlrohre gefüllt. Hunderte dieser Rohre, die einen Durchmesser bis zu zehn Millimeter haben, werden zu Brennelementen zusammengefaßt. Der Reaktorkern, das ist der Bereich, in dem Uran- oder Plutonium-Atomkerne gespalten werden und Energie in Form von Wärme erzeugt wird, besteht wiederum aus Hunderten von Brennelementen.

Brennelement auf dem Prüfstand

Speziell für den gasgekühlten Brüter hat der größte deutsche Reaktor-Hersteller, die Kraftwerk-Union (KWU), ein Brennelement entwickelt, das sich in vielen Punkten von den Elementen anderer Reaktortypen unterscheidet. Die Brennstäbe haben einen Durchmesser von lediglich rund acht Millimetern. Außerdem ist die Stahlhülle sehr dünn – aus physikalischen Gründen. Das zerbrechlich wirkende Rohr muß aber im Reaktorbetrieb einen Druck von 100 bar aushalten, das ist der 50- bis 80fache Druck, mit dem ein Pkw-Reifen

aufgeblasen wird. Damit das Stahlrohr von den gewaltigen Kräften nicht zusammengedrückt wird, wurde ein „Druckausgleich“ geschaffen, so daß innerhalb und außerhalb des Brennstabes immer annähernd gleicher Druck herrscht.

Ein Brennelement Marke KWU liegt nun in Mol auf dem „Prüfstand“. Mit einem Kostenaufwand von rund 40 Millionen Mark (darin sind allerdings die laufenden Betriebskosten enthalten) wurde hier von der Kernforschungsanlage Jülich eine Versuchsanlage entwickelt und gebaut, in der das Brennelement seine Tauglichkeit beweisen muß. Im Experimentierbereich herrschen die gleichen Bedingungen, denen das Brennelement in einem richtigen „Gasbrüter“ ausgesetzt ist.

Zerstörungswütige Kräfte

Das Element befindet sich in einem Behälter, der in einem Experimentier-Rohr liegt, das wiederum senkrecht durch den Kern des Forschungsreaktors in Mol verläuft. Es wird ständig von 500 Grad Celsius heißem Heliumgas umströmt, das zudem noch unter hohem Druck steht. Das Helium ist, wie im richtigen Reaktor, das „Kühlmittel“, oder, besser ausgedrückt, das Mittel, das die im Brennstab entstehende Wärme (gleich Energie) aus dem Reaktor abtransportiert. Gleichzeitig wird das Brennelement von energiereichen Neutronen, elektrisch ungeladenen Atomkern-Teilchen, bombardiert, die der Forschungsreaktor liefert.

In lange dauernden Versuchen muß das Brennelement nun beweisen, daß es den drei zerstörungswütigen Kräften – dem heißen Gas, dem hohen Druck und dem Neutronen-Bombardement – standhält, ohne Schaden zu nehmen. Wenn die Experimente positiv verlaufen, ist bewiesen, daß

sich der Gasgekühlte Schnelle Brüter verwirklichen läßt. Die beteiligten Wissenschaftler sprechen von einem Schlüssel-Experiment.

Alle Torturen überstanden

Zwei Versuche sind bereits erfolgreich beendet worden, und das jeweils beteiligte Brennelement hat die Torturen mit Bravour bestanden. Als erstes wurde ein „Blind-Element“ getestet, das – statt mit Plutonium – mit Stahl gefüllt war. Als nächstes war ein Element an der Reihe, das mit Uran gefüllt war. Bei diesem Test entstanden durch Kernspaltungen die ersten radioaktiven Elemente, die problem- und gefahrlos beherrscht werden konnten. Ende März, so hoffen die Wissenschaftler in Mol, kann das erste Brennelement in die Versuchsstrecke geschoben werden, das exakt den gleichen Inhalt hat wie die, die später im richtigen Reaktor verwendet werden: Plutonium 239 Spalt- und Uran 238 als „Brutstoff“.

Die Experten erwarten, daß die „Brutrate“ weit über der magischen Schranke eins liegt, das heißt, sie erwarten, das der Gasgekühlte Schnelle Brutreaktor weit mehr Brennstoff (Plutonium) aus dem Uran 238 „erbrütet“ als er selbst verbraucht. Uran 238, das im Gegensatz zu Uran 235 als Reaktorbrandstoff unbrauchbar ist, wird im Neutronenbombardement eines Schnellen Brütters zum Brennstoff Plutonium umgewandelt. Damit wachsen die Energievorräte gewaltig. Heutige Reaktoren nutzen das Uran 60mal schlechter aus als Brutreaktoren. Während die Energieversorgung damit lediglich für rund 50 Jahre gesichert ist, würde der Schnelle Brüter gemeinsam mit heutigen Reaktoren für genügend Energie über Tausende von Jahren sorgen.

KFA Jülich stellte in Mol Versuchsanlage vor

EIGENER BERICHT

Mol. – Die Kernforschungsanlage (KFA) Jülich hat im belgischen Kernforschungszentrum Mol eine Versuchsanlage zur Erprobung von Brennelementen für einen neuartigen Reaktor, den „Schnellen Gasgekühlten Reaktor“, bauen lassen. Am Mittwoch wurde die Anlage, die den Namen „Helium-Loop-Mol“ erhielt, vorgestellt. Es handelt sich, wie die KFA mitteilte, um den ersten dynamischen Funktions- und Materialtest an einem Forschungsreaktor für dieses Brennelement-Konzept. Ausführlicher Bericht in der Freitag-Ausgabe. K-

Neuer Reaktor entsteht

Forscher aus drei Nationen sind im belgischen Mol einem neuen Reaktor auf der Spur: dem gasgekühlten Schnellen Brüter. Unter Leitung der Kernforschungsanlage Jülich finden hier derzeit die „Schlüssel-Experimente“ statt.



Am Beckenrand des Forschungsreaktors BR-2: Mitarbeiter der Kernforschungsanlage Jülich und Journalisten im belgischen Atomzentrum Mol. Zweiter von links: KFA-Vorstandsmitglied Dr. Rolf Teenhaus, vierter von links Wolfgang Krug, der Leiter des Brennelement-Experiments. (Foto: KFA)

F 6867 CX

VDI nachrichten

WOCHENZEITUNG FÜR TECHNIK · WIRTSCHAFT · WISSENSCHAFT

Jahrgang 32 / Nr. 10
 Erscheinungstag 1.10.
 Offizielles S. 17.98
 Schweiz Fr. 2.20

Organ des Deutschen Verbandes technisch-wissenschaftlicher Vereine

ISSN 0042 - 1750 10. März 1978

Experimente zum Gasgekühlten Schnellen Brüter

Die Wissenschaftler der Kernforschungsanlagen bieten zur Bewältigung des Energieproblems Lösungen an, die eines Tages als Alternativen zu bestehenden Energieversorgungssystemen angesehen werden können. Hierbei muß besonders betont werden, daß nicht unter Zeitdruck ein harter Konkurrenzkampf um das bessere System entbrennt, sondern daß planmäßig Reaktortypen erforscht werden, die zur langfristigen Deckung des Energiebedarfs einsetzbar sind.

Schnelle Brutreaktoren zum Beispiel vergrößern die Ausnutzung der Welturanreserven um das 60fa-

che. Als eine mögliche Alternative zum natriumgekühlten Brüter kann heute der Gasgekühlte Schnelle Brüter (GSB) angesehen werden. Ein besonders hoher Brutfaktor wird beim heliumgekühlten Schnellen Brüter erwartet.

Darüber hinaus führt die Verwendung des inerten und einphasigen Kühlmittels Helium zu einer ähnlichen Systemtechnologie wie bei den bestehenden thermischen Hochtemperaturreaktoren. Umgekehrt stützt sich das Konzept im Bereich der Brennelemente auf die entsprechenden Arbeiten für die Natrium-Brüter.

Als ein erster wichtiger Schritt dieser Entwicklung wurde am 1. März 1978 eine Helium-Loop-Testeinrichtung am Forschungsreaktor BR2 der Centre d'Etude de l'Energie Nucléaire (C. E. N. — S. C. K.) in Mol/Belgien in Betrieb genommen. Das hier verfolgte Konzept des Gasbrüters wurde von Amerikanern und Deutschen gemeinsam erarbeitet. Das Reaktorcore ist hängend angeordnet und enthält den Brennstoff in Edelstahlhüllrohren in Form von Uran/Plutonium-Mischoxidtabletten.

Ein wesentliches Merkmal dieses

Brennelementekonzepts ist das automatische Druckausgleichssystem (vented fuel), durch das die Brennstabhüllrohre druckentlastet sind und weder durch den äußeren Systemdruck noch durch den inneren Spaltgasdruck belastet werden.

Im Rahmen des spezifischen GSB-Brennelementeentwicklungsprogramms werden erstmals dynamische Inpiletests an gelöteten Testbrennelementbündeln durchgeführt. An den Programmen sind neben der Kernforschungsanlage Jülich GmbH die Kraftwerk-Union und das Kernforschungszentrum Karlsruhe beteiligt. **Lie**

ZENTRALABTEILUNG
 BRENNLEMENT- UND BESTRAHLUNGSTECHNOLOGIE
 DER KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH GmbH
 Leiter: Dr. rer. nat. Stefan J. B. Krawczynski

KFA · Z88 · D-517 Jülich 1 · Postfach 1913

Herren

Dr. Dalle Donne, KfK Karlsruhe

Dr. Stehle)

DI Götzmann)

DP Jung) KWU Erlangen

Dr. Peehs)

DI Lehrheuer)

DI Stechemesser) KFA-ZAT

Ihre Nachricht vom / Zeichen

Bei Beantwortung bitte angeben

Telefon-Durchwahl

JÜLICH

Dr.K./D

(024 61) 61 5612

15.2.1978

Sehr geehrte Herren!

Wir laden Sie hiermit zur GSB-Fachausschuß-Sitzung

am 1. März 1978 um 8,30 Uhr
 im CEN Mol

ein.

Folgende Tagesordnung ist vorgesehen:

1. Feststellung der Tagesordnung und des Schriftführers
2. Stand der Arbeiten
 - 2.1 bei der KFA
 - 2.2 bei der KWU
 - 2.3 beim CEN Mol
 - 2.4 bei der KfK
3. Vorläufige Ergebnisse aus dem Betrieb des HELM 2, weiteres Vorgehen (HZ-Untersuchungen)
4. HELM 3 (derzeitiges Experiment-Programm)
5. Code, Verifikation durch KfK (erwünschter Beitrag der KfK)
6. Grundsätzliches zum weiteren Vorgehen im Bereiche der Arbeiten für den GSB (Konsequenzen aus der Beschlußfassung des GSB-Koordinations-Ausschusses der BRD vom 9.2.1978)
7. OECD-NEA-Aktivitäten (u.a. "Specialist Meeting about GCFR-Fuel and -Materials" am 18. und 19. April 1978 in Mol)
8. Verschiedenes

Wir hoffen, daß wir die Tagesordnungspunkte bis zum Mittag erledigen können; falls nicht, haben wir vor, eine weitere Fachausschuß-Sitzung am 17. April 1978, d. h. am Vortage zum "Specialist Meeting about GCFR-Fuel and -Materials", das im Rahmen der OECD-NEA-GSB-Aktivitäten am 18. und 19. April 1978 in Mol stattfindet, dorthin einzuberufen.

- 2 -

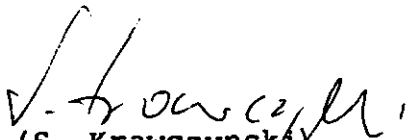
Am Nachmittag des 1. März 1978 findet die Vorstellung des GSB-Experimentes in Mol statt, die mit einem geselligen Beisammensein abends enden soll.

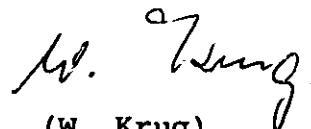
Wir hoffen, daß Sie auch daran als Gäste teilnehmen werden.

Das GSB-Kolloquium am Nachmittag soll den vielen Mitarbeitern der KFA und des CEN Gelegenheit geben, das Wert, an dem sie in Einzelgebieten aktiv gearbeitet haben, als Ganzheit zu sehen und sich gegenseitig kennenzulernen.

Mit freundlichen Grüßen

Ihre sehr ergebenen


(S. Krawczynski)


(W. Krug)

Anlage

Programm des Kolloquiums

GSB-Kolloquium

anlässlich der offiziellen Inbetriebnahme
des He-Loop-Mol
am 1. März 1978 in Mol.

Programm (vorläufig):

Beginn 14,00 Uhr:

- Begrüßung und Ansprache Mr. G. Stiennon, CEN.
- Ansprache Dr. R. Theenhaus, KFA
- Vortrag K. Götzmann, KWU:
Stand der Gasbrüterentwicklung.
- Vortrag W. Krug, KFA:
Das He-Loop-Mol.
- Vortrag Dr. M. Peehs, KWU:
GSB-Brennelemententwicklung.
- Vortrag G. Vanmassenhove:
Betriebserfahrungen mit dem He-Loop-Mol.

16,00 Uhr: Besichtigung BR2, He-Loop-Mol, Technologie.

18,30 Uhr: Einweihungsfeier "He-Loop-Mol".